

2015年版

# 東京電力(株)福島第一原子力発電所事故に係る 廃止措置及び環境回復への 原子力機構の取り組み



国立研究開発法人日本原子力研究開発機構  
福島研究開発部門

## はじめに

2011年3月の東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故に対し、我が国で唯一の原子力に関する総合的な研究開発機関である国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下、「原子力機構」という。）は、事故対応の取組みを強化・推進するため、理事長を本部長とする福島技術本部を設置し、原子力機構の総力を結集して、事故対応や放射性物質による環境汚染対策のための活動を進めてまいりました。平成26年度からは、機構改革の一環として福島研究開発部門に改組し、福島第一原子力発電所事故への対応を原子力機構の最も重要な事業と位置付け、廃止措置や環境回復のための研究開発などに取り組んでいます。

事故から5年近くが過ぎ、緊急時の対応の段階から廃止措置や環境回復を着実かつ早期に実現するための対応に移っていることを踏まえ、原子力機構のリソースをより効果的に活用しながら原子力機構が果たすべき役割やその対応方針等をグランドデザイン（総合戦略）として策定し、これを常に見直しながら業務に取り組んでいます。今後とも廃止措置や環境回復に係るニーズの変化を的確に把握し、選択と集中により最大限の成果を挙げるよう努力いたします。

廃止措置に関しては、福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップに基づき、燃料デブリの性状把握や放射性廃棄物の処理・処分に係る研究開発を中心に取り組んでいます。昨年4月には産学官が一体となって廃止措置研究を推進するための廃炉国際共同研究センター（CLADS）を設置した他、遠隔操作機器等の開発実証施設としての櫛葉遠隔技術開発センターについては、研究管理棟が完成し同年10月に開所式を行いました。また、喫緊の課題である汚染水問題については、国や東京電力の要請に応じて組織横断的かつ機動的に対応する他、サイト内で採取した試料の放射性核種分析等を行っています。さらに、原子力損害賠償・廃炉等支援機構に対しては、専門的な知見・技術情報をタイムリーに提供するなど、廃炉戦略の策定等に貢献してまいります。

環境回復に関しては、昨年10月に、研究拠点となる環境創造センター（南相馬市）が開所し、また、本年には三春町施設のうち研究棟が開所します。同センターを中心として活動を展開してまいります。福島県内を中心とした環境放射線のモニタリング等を行い、得られた空間線量率や放射性セシウムの沈着量等のデータは整理してインターネットを通じて情報を発信しています。また、将来の放射性物質の状況を予測するために環境中での放射性物質の移行等の調査を行い、得られたデータから予測モデルを開発している他、放射性セシウムの吸着機構解明に係る基礎研究についても着実に進めているところです。さらに、福島県からの依頼により移動式ホールボディカウンター車等による内部被ばく測定を継続している他、住民の方の不安・疑問に対するコミュニケーション活動として「放射線に関するご質問に答える会」等につきましても継続して実施いたします。

本誌は、原子力機構における研究開発等の活動で得られた最新のトピックスを皆様に広くご紹介するために取りまとめたものです。日頃より、原子力機構の活動にご理解いただいている皆様方には、この場をお借りして感謝を申し上げますとともに、今後とも、関係府省庁、自治体、住民の方々より、ご指導、ご協力をいただきながら、廃止措置の推進や事故により被災した地域の日も早い復興に貢献できるよう努めてまいります。

2016年1月

国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構  
福島研究開発部門長 森山 善範

# 目 次

はじめに .....	1
福島研究開発部門における研究開発体制と取組の概要 .....	6
— 「廃止措置に向けた取組」 及び 「環境回復に向けた取組み」 —	

## 第 1 章 廃止措置に向けた取組について

### I. 炉心状況の把握に向けて

1 原子炉の状況を知る .....	8
— 廃炉戦略立案のための事故進展把握と事故後状況把握 —	
1-1 炉内で起きたことを実験・計算により評価する(1) .....	10
— ステンレス鋼へのセシウム付着挙動を評価する —	
1-2 炉内で起きたことを実験・計算により評価する(2) .....	12
— シビアアクシデント進展評価のための熱水力挙動に関する技術開発 —	
1-3 炉内で起きたことを実験・計算により評価する(3) .....	14
— 事故時の圧力容器下部ヘッドの変形と破損状況を予測する —	
1-4 汚染の状況・性状を評価し除染方法を立案する .....	16
— コンクリートコアサンプルの分析による汚染性状評価 —	
1-5 炉内デブリや不明物等の元素組成をその場で実測する .....	18
— 炉内レーザーモニタリング・内部観察技術開発 —	
1-6 原子炉の材料の腐食を防止するために .....	20
— 原子炉格納容器・圧力容器材料の健全性評価 —	

### II. 燃料デブリの取出しに向けて

2 燃料デブリの取出しとその後の取り組み .....	22
— 燃料デブリの取出しに向けた研究開発の方針と成果反映先 —	
2-1 燃料デブリとはどのようなものかを理解する(1) .....	24
— 燃料デブリの取出しに必要な物性値の検討 —	
2-2 燃料デブリとはどのようなものかを理解する(2) .....	26
— 炉心溶融物とコンクリートの反応生成物 —	
2-3 燃料デブリとはどのようなものかを理解する(3) .....	28
— 溶融燃料に含まれる Gd 及び Fe の特性評価 —	
2-4 燃料デブリとはどのようなものかを理解する(4) .....	30
— 過去の大型試験サンプルを利用したコンクリートとの反応生成物の調査 —	
2-5 燃料デブリとはどのようなものかを理解する(5) .....	32
— 燃料デブリの溶融方法の検討 —	

2-6	プラント内の放射能分布を知る	34
	—最確な線源分布と線量率分布の評価のための試解析—	
2-7	原子炉から燃料デブリを取り出す	36
	—プラズマアーク、プラズマジェット、AWJ、レーザー切断技術の開発—	
2-8	燃料デブリの再臨界を防ぐ	38
	—臨界管理に資するデータの拡充—	
2-9	燃料デブリの核物質量を把握する	40
	—アクティブ中性子線測定法・随伴FPガンマ線測定法・パッシブ中性子線測定法—	
<b>Ⅲ. 放射性廃棄物の処理・処分にに向けて</b>		
3	長期間の安定保管・処分への取り組み	42
	—性状把握・長期保管・処理・処分検討の進め方—	
3-1	廃棄物の性状を理解する(1)	44
	—福島第一原子力発電所構内試料及び原子炉建屋内瓦礫試料の分析結果—	
3-2	廃棄物の性状を理解する(2)	46
	—インベントリ評価手法について—	
3-3	廃棄物の性状を理解する(3)	48
	—水処理二次廃棄物の性状把握—	
3-4	水処理二次廃棄物の安定保管に向けて(1)	50
	—廃ゼオライトの保管対策評価—	
3-5	水処理二次廃棄物の安定保管に向けて(2)	52
	—処理技術カタログの整備と基礎試験による技術情報の拡充—	
3-6	事故廃棄物の処分にに向けて	54
	—適切な処分概念構築と安全評価のための基盤技術整備—	
<b>Ⅳ. 使用済燃料プールから取出した燃料の処理に向けて</b>		
4	海水及び放射線の影響を受けた燃料集合体の保管や処理に向けて	56
	—燃料集合体材料の健全性評価、プール内燃料等の処理検討—	
<b>Ⅴ. 研究開発基盤の構築などの取り組み</b>		
5-1	研究開発基盤の構築	58
	—檜葉遠隔技術開発センターと大熊分析・研究センター—	
5-2	1F廃炉対策タスクフォースの活動	60
	—これまでの活動実績—	
<b>第2章 環境再生への取組について</b>		
<b>Ⅵ. 環境動態研究</b>		
6	環境動態研究の全体概要	62
6-1(1)	福島長期環境動態研究(F-TRACE)	64
	—森林調査—	

6-1(2)	福島長期環境動態研究 (F-TRACE) ..... 66	66
	—ダム調査—	
6-1(3)	福島長期環境動態研究 (F-TRACE) ..... 68	68
	—河川調査—	
6-1(4)	福島長期環境動態研究 (F-TRACE) ..... 70	70
	— <sup>137</sup> Cs の将来的な分布を予測する解析モデルの開発—	
6-2(1)	海洋における物質動態のモデル開発 ..... 72	72
	—沖合海底の海底堆積物に含まれる放射能の調査—	
6-2(2)	海洋における物質動態のモデル開発 ..... 74	74
	—海洋拡散相対濃度評価マップの作成—	
<b>VII. 環境モニタリング・マッピングの技術開発</b>		
7	環境モニタリング・マッピングの技術開発の概要 ..... 76	76
7-1(1)	環境モニタリング ..... 78	78
	—平成26年度福島第1原子力発電所周辺における航空機モニタリング—	
7-1(2)	環境モニタリング ..... 80	80
	—小型無人機放射線モニタリングシステム (UARMS) の開発—	
7-1(3)	環境モニタリング ..... 82	82
	—水底の放射性物質濃度分布を可視化—	
7-1(4)	環境モニタリング ..... 84	84
	—表層水の高感度水モニタリング車の開発—	
7-1(5)	環境モニタリング ..... 86	86
	—無人ヘリを用いた発電所近傍の調査—	
7-2(1)	マッピング ..... 88	88
	—空間線量率分布の推移—	
7-2(2)	マッピング ..... 90	90
	—放射性核種の土壌沈着量分布の特徴—	
7-2(3)	マッピング ..... 92	92
	—環境モニタリングデータ情報発信システムの構築—	
7-3	分析技術の高度化 ..... 94	94
	—東京電力福島第一原子力発電所から放出された放射性核種の分析技術の高度化—	
<b>VIII. 除染・減容技術の高度化</b>		
8-1	焼却時の放射性セシウム挙動評価について ..... 96	96
	—焼却施設での放射性セシウム挙動シミュレーション—	
8-2(1)	粘土鉱物へのセシウム吸脱着機構解明 ..... 98	98
	—土壌廃棄物の減容化に向けた取り組み—	
8-2(2)	粘土鉱物へのセシウム吸脱着機構解明 ..... 100	100
	—計算科学によるセシウム吸着機構解明への取り組み—	

## IX. 福島環境回復に向けたその他の活動

9-1(1) 被ばく評価	102
—個人線量評価に関する研究への取り組みについて—	
9-1(2) 被ばく評価	104
— <sup>137</sup> Cs 汚染土壌の摂取による被ばく線量の評価—	
9-1(3) 被ばく評価	106
—全身カウンタ（WBC）による測定と結果の評価—	
9-2(1) 福島県除染推進活動	108
—平成26年度 国等への支援：概要・実績—	
9-2(2) 福島県除染推進活動	110
—自治体への支援：概要・実績—	
9-2(3) 福島県除染推進活動	112
—「平成27年度最終処分に向けた技術開発戦略策定調査業務」の成果—	

## 第3章 情報収集・発信と理解促進について

### X. 情報収集・発信と理解促進

10-1 研究成果の発信・普及活動	114
—福島原子力事故関連情報アーカイブと今後の成果発信について—	
10-2 コミュニケーション活動と人材育成活動	116
—福島環境回復における具体的な取組の状況—	

# 福島研究開発部門における研究開発体制と取組の概要

## —「廃止措置に向けた取組」及び「環境回復に向けた取組み」—

廃炉国際共同研究センター 研究推進室 宮本 泰明  
福島環境安全センター 放射線監視技術開発グループ 志風 義明

### 1. 廃止措置に向けた取組

原子力機構では、東京電力(株)福島第一原子力発電所(1F)で事故が発生した当初から、炉内で溶融した燃料デブリの取出しに関する研究、大量に発生した放射性事故廃棄物の処理・処分に関する研究、等の廃炉に向けた研究を行ってきています。また、平成27年4月に廃炉国際共同研究センター(CLADS)を設置して廃炉に向けた研究開発を加速しています。

CLADSでの具体的な取組みとして、国内外の英知を集結する場の整備、国内外の廃炉研究の強化、中長期的な人材育成機能の強化、情報発信機能の整備を掲げており、廃炉に向けた研究開発の中核としての役割を担っています。当面は、東海、大洗地区の既存の施設を活用して研究開発を進めますが、福島での研究開発拠点として原子力機構が整備中の「楡葉遠隔技術開発センター(平成27年度～)」、「大熊分析・研究センター(平成29年度～)」を活用した共同研究事業を順次開始する予定です。また、多様な分野の基盤的な研究開発に関し、外部の研究者が自由に共用できる研究開発拠点として福島県内に「国際共同研究棟」を整備し、基盤的な研究開発と現場での技術の連携を図り、大学等の参画により人材育成の場として活用していきます。

### 炉心状況の把握に向けて

1Fの廃止措置を進める上では、炉内でどのような事象が起こっていたのかを把握することが重要になります。直ちに炉内を観察することはできませんので、炉内で起きたことを実験や計算により評価しています(1-1～1-3)。

作業員の被ばくを低減し1F内での作業を安全に進めるためには遠隔除染を効果的に行う必要があります。汚染源の種類や床・壁などへの浸透状況の把握が不可欠になります。このために、1Fで採取した試料を輸送し汚染性状の評価を詳細に行っています(1-4)。

炉内状況を観察する手法も整備を進めており、原子炉内部の観察技術として、耐放射線性光ファイバを活用したデブリ等の組成分析を遠隔検地可能なレーザー生成プラズマ発光の原子分光(LIBS)技術を利用したプローブの開発を実施しています(1-5)。

また、廃止措置作業は長期に渡り、構造材料が健全であることが不可欠です。事故当初に冷却のために原子炉に注入された海水が原子炉格納容器や圧力容器材料の腐食に及ぼす影響評価を実施しています(1-6)。

### 燃料デブリの取出しに向けて

燃料デブリがどのような特性を持っているのかを事前に把握しておく必要があるため、燃料デブリの物理的な物性値や燃料デブリに含まれるガドリニウム、鉄の状況について模擬デブリを用いた試験で評価しています。また、

1Fでは損傷した原子炉圧力容器から高温の燃料デブリが流下して格納容器底部のコンクリートと反応するMCCIが発生しており、この反応を模擬した試験を実施して反応生成物の特性を評価しています(2-1～2-4)。また、燃料デブリの分析を行うためには溶解することが必要であり、スリーマイル島原子力発電所(TMI-2)燃料デブリを用いた溶解試験を実施しています(2-5)。

燃料デブリ取出しを含めた1Fの廃炉工程を検討するためには原子炉内部の線量分布を把握し、放射線遮へい措置を行い作業員の安全を確保することが必要になります。圧力容器や格納容器内の線量分布を直接測定することは困難なため、様々なデータの最新知見を用いて解析的に線量分布評価を実施しています(2-6)。

燃料デブリを取出すためには、切断技術(2-7)、再臨界防止技術(2-8)、非破壊での核物質質量測定技術(2-9)が必要となることから、これらの技術についても検討を進めています。

### 放射性廃棄物の処理・処分に向けて

放射性廃棄物の性状を把握するためには汚染核種の組成等を把握する必要があります。このために1F構内から伐採木やガレキなどの試料を採取して汚染核種の分析評価を実施しています(3-1)。核種インベントリについては、解析的手法に基づく評価と分析結果に基づく評価の両面からの評価を実施しています(3-2)。また、汚染水処理二次廃棄物についても試料を採取して吸着している放射性核種の分析評価を実施しています(3-3)。

放射性廃棄物の安定保管に関しては、廃棄物保管容器の腐食特性の評価を実施しています(3-4)。処理技術に関しては、文献調査や基礎試験の実施により技術情報の集約拡充を行っています(3-5)。また、処分技術に関しては、適切な処分概念構築と安全評価のための基盤技術の整備を行っています(3-6)。

### 使用済燃料プールから取り出した燃料の処理に向けて

1F事故時には冷却のために使用済燃料プールに海水を注入したため、燃料集合体の腐食が懸念されます。燃料集合体材料の健全性評価やプール内燃料等の処理についての検討を実施しています(4)。

### 研究基盤の構築などの取組み

1F廃止措置の推進に必要な遠隔操作機器や放射性廃棄物の分析・研究に関する技術基盤を確立するため、福島県内に研究開発拠点の整備を進めています(5-1)。また、1Fにおける喫緊の課題に対応するため、タスクフォースを設置して専門家による支援を行っています(5-2)。

## 2. 環境再生への取組み

「福島復興再生基本方針」（平成24年7月閣議決定）に基づく取組みを的確に推進するための「環境創造センター中長期取組方針」（福島県環境創造センター運営戦略会議）や同方針で策定される方針等に基づいて、住民が安全で安心な生活を取り戻すために必要な環境回復に係る研究開発を進めています。

### 環境動態研究

環境中の放射性セシウムの挙動を評価し、その結果を各自治体等へ提供することで貢献する**環境動態研究**を進めています。

生活圏における被ばく線量の将来予測に当たっては、山地森林から河川を通じて移動・堆積する放射性セシウムの動態を定量的に把握することが必要とされています。その長期的変化の把握を目的として、福島長期環境動態研究プロジェクト（F-TRACE）を進めています。その中で、放射性セシウム分布等に関する森林・ダム・河川における調査及び予測モデルの開発を行っています（6-1）。

また、海洋汚染範囲の予測や迅速なモニタリング計画策定に資するために、1F事故により海洋に放出された放射性セシウムの海底付近での動態把握のための捕集装置を用いた調査及び1Fからの汚染水の拡散状況の把握のための濃度マップ作成用の計算に取り組みました。（6-2）。

### 環境モニタリング・マッピング技術開発

生活圏のモニタリング、個人線量評価技術の提供を行うとともに、未除染の森林、河川、沿岸海域等の線量評価手法の確立を目指す**環境モニタリング・マッピング技術開発**を行っています。

1F事故によって拡散した放射性物質による汚染状況や空間線量率の推移を明らかにするために、福島県近隣地域において有人ヘリを用いた航空機モニタリングや1F近傍において無人ヘリを用いた詳細な放射線モニタリングを実施するとともに、その中間規模のエリアを対象に小型無人航空機を用いた放射線モニタリングシステムを開発しました。また、池・湖・ダム等の水底の放射性物質濃度分布の測定手法や、生活・農業用水の安全確認のために現地にリアルタイムに放射性セシウム濃度を測定する水モニタリング車を開発しました（7-1）。

車や人による放射線モニタリング・Ge検出器によるエネルギースペクトル測定から、空間線量率分布・放射性核種の土壤への沈着量分布やそれらの経時変化の特徴を明らかにしました。また、福島県空間線量率情報発信事業では路線バスに搭載したKURAMA-IIの測定結果を迅速に提供し、各機関のデータを一元的に集約する環境モニタリングデータベースを構築しました（7-2）。

放射性核種の濃度測定や多種多様の試料分析の手法の高度化として、Ge半導体検出器を用いたガンマ線放出核種濃度定量の信頼性を向上させました。さらに、Ge検出器を用いた試料測定に関して品質管理体系を整備し、ISO/IEC17025:2005規格の認定を取得しました。さらに、放射性トリチウム及びストロンチウム分析技術の高度化にも取り組みました（7-3）。

## 除染・減容技術の高度化

除染で発生する除去土壌等の管理に係る負担低減に貢献するために、放射性セシウムの移行メカニズムの解明等を行うとともに、その成果を活かした合理的な**除染・減容技術の高度化**の検討を行っています。

放射性セシウムが付着したごみを焼却する炉内のセシウムの挙動の理解は安全・安心の観点から重要です。そこで排ガスに含まれるセシウムの挙動や捕集メカニズムの物理モデルを構築し、セシウムの主灰と飛灰への付着を評価する挙動解析コードの開発を進めています（8-1）。

また、土壌中のセシウムは主に雲母類粘土鉱物に強く吸着されており、そこからセシウムを分離できれば除染で発生する廃棄土壌の減容化の可能性があるため、第一計算原理手法を用いて吸着形態を解明しました（8-2）。

### 福島的环境回復に向けたその他の活動

放射線による被ばく線量の評価を適正化及び除染を推進するための国・自治体への支援を通して、**福島的环境回復に向けたその他の活動**も行っています。

屋外で子供が遊ぶ場合に不注意によって土壌を摂取することが考えられ、この被ばく経路からの線量について情報提供が求められています。そこで消化器系を模擬した実験により評価した放射性セシウムの吸収率等を基に、砂遊びによる土壌の直接摂取による内部被ばく線量を評価しました（9-1）。

また、環境省の要請による除染効果の維持確認調査・本格除染事業の試験施工への立会いや評価・除染技術実証事業に係る技術支援を行いました。また、福島県内の除染推進のために自治体へ専門家を派遣して、除染技術相談・指導や現地調査・住民説明会の支援を行うと共に、除染活動支援システム（RESET）の開発による自治体の除染計画作成の支援も行っています。さらに、最終処分する廃棄物量の低減及び処分コストの軽減が重要であり、環境省からの受託研究として除染土壌等の効果的な減容処理の技術開発戦略・低汚染濃度の土壌の再利用のための安全性評価や技術開発に取り組んでいます（9-2）。

### 1F 関連情報の幅広い収集と発信

1F事故関連の研究成果を広く活用してもらうために、**1F 関連情報の幅広い収集と発信**を行っています。

恒久的なアクセスを確保し、検索利便性を向上させ、学会発表等における口頭発表情報も収録した「福島原子力事故情報関連アーカイブ」、原子力機構による成果をまとめた「研究開発成果検索・閲覧システム（JOPSS）」の公開により情報発信しています（10-1）。

また、放射線について正しく理解し不安を和らげることを目的に「放射線に関するご質問に答える会」を、さらに、学生の人材育成活動として、放射線測定や模擬住民説明会などの体験型学習も行っています（10-2）。

# 1 原子炉の状況を知る

## — 廃炉戦略立案のための事故進展把握と事故後状況把握 —

廃炉国際共同研究センター長 小川 徹

東京電力(株)福島第一原子力発電所(1F)の1～3号機は電源喪失により炉心損傷に至りました。しかし、それぞれの炉で実際に何が起きたのか、格納容器の中が現在どのようなになっているかは、必ずしも明らかになっていません。事故後にコンピュータ・プログラムを用いたシミュレーションによってある程度の推定が行われ、また、宇宙線(ミュオン)を用いた炉心部分の透視や、ロボットによる格納容器内の観察が試みられていますが、崩壊、溶融したと考えられている燃料物質が、原子炉内あるいは原子炉より下方のどこにどのような状態で分布しているか、炉心損傷にもなって放出された放射性物質がどこにどのように付着しているかなどは、未だに詳らかではありません。格納容器内の探査は今後さらに進展が期待されますが、強い放射線下での作業であることから、得られる情報にはやはり限りがあります。基礎盤的な検討によって、それらの情報を適切に補うことが期待されています。

そのため、格納容器や原子炉容器の内部を観察し分析する遠隔技術とともに、基礎的なデータの拡充によって、シミュレーション技術を高度化することが必要です。また、現在の原子炉、格納容器、建屋の状況把握と、今後長期にわたるそれらの構造の安定性についても正確な見通しを持つことも大切です。

上記の観点から、次のような取組みを進めています。

### (1) 事故進展把握に係る研究

これまでの軽水炉のシビアアクシデント(SA)に係る見方は、米国で起きたスリーマイルアイランド2号機(TMI-2)事故後の調査に基づいています。

その知見を、SAを模擬した様々な大規模試験によって補って来ました。TMI-2は加圧水型軽水炉(PWR)であり、1Fは沸騰水型軽水炉(BWR)です。BWRでは原子炉の中で水が沸騰するので、原子炉内の上部に蒸気を分離・乾燥するための大きな気水分離器と蒸気乾燥器が備えられています。これら表面積の大きな構造物に、事故で放出された放射性物質がどのように付着するかは、廃炉作業の計画に大きな影響を持ちます。また、これらの構造物が上方にあるために、BWRでは制御棒を原子炉の底の方から出し入れする方式をとっています。したがって、PWRに比べて炉心より下の部分の構造が複雑かつ大きくなっています。PWRでも、実は、溶融した炉心が原子炉容器の底に落ちてからのことは正確には分からないのですが、BWRでは炉心の構造や材料がすでにPWRと違っているうえに、炉底部分の構造が複雑なので、この不確実性はいっそう大きくなります。

これらのBWRの構造の影響は、過去の試験結果も繰

り込んで最新のシミュレーションコードに反映されていますが、廃炉の方法を立案するには、もっと詳細なレベルでの事故進展把握ができるようになることが望まれています(図1)。

以下には今年度の取組みの成果をまとめてあります。すまわち、セシウムの高温でのステンレスへの付着挙動の評価、BWR炉底部の構造を考慮した溶融物の落下挙動の解析、压力容器底部の破壊条件の把握といった研究です。これらに加えて、BWRの炉心の構造や制御棒に含まれるホウ素が炉心構造の崩壊にどのように影響するかを明らかにする試験、解析にも着手しています。

### デブリ回収戦略と事故進展把握

福島第一原子力発電所(1F)事故では炉心溶融が起きたと考えられています。そのため、溶融後の炉心物質の分布、性状を把握しながら、炉底部等に落下した炉心物質(デブリ)へのアクセスの仕方を決めていくことになります。

従来言われている典型的な炉心溶融事故の進展はスリーマイルアイランド2号機(TMI-2)の事故後調査に基づいています。しかし、1Fの事故進展はTMI-2とはかなり違っていた可能性があります。

例えば、事故シナリオによっては、炉心を支持している領域が早期に破損してしまい、TMI-2の場合のように炉心部に溶融した燃料のプール(溶融コリウム)が形成されなかった可能性もあります。このような現象の解明を通じて、1Fの廃炉戦略立案に貢献していきます。

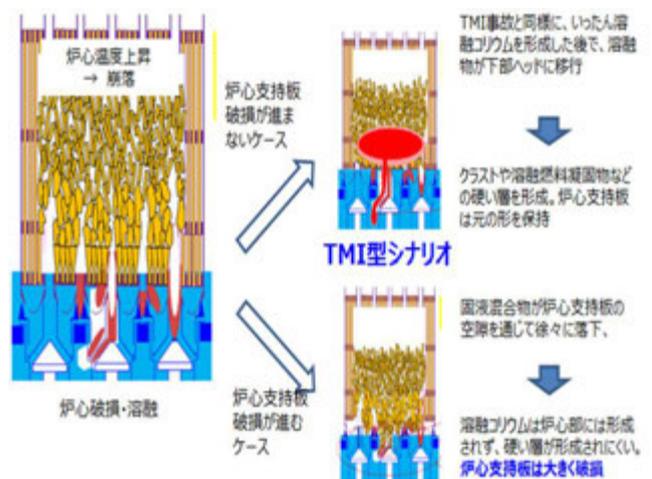


図1 福島第一原子力発電所1～3号機で考えられる事象推移

## (2) 事故後状況把握に関する研究

現在、格納容器内の雰囲気線の線量は10Sv/hにも達しています。格納容器を覆う原子炉建屋でも高いところでは数100mSv/hを超えています。これらの線量がどのような種類の汚染に起因するのかは、除染を始めとする廃炉計画の立案で最も重要な情報となります。このような事故後状況把握に関してしなければならないことは、きわめて多岐に渡りますが、昨年度の成果としては、建屋のコンクリートの一部をくり抜いた、いわゆるコアサンプルについて汚染の形態や、深さ方向の分布を調べました。今後、建屋内外でのこのような調査を拡充していき、除染方法立案に役立てていきます。

建屋とは違って、格納容器の内側はまだそう簡単にサンプルを採って来れる状況にはありません。そこで、過去にウラン濃縮法の研究で培ったレーザー利用技術をベースとして、光ファイバーを介して遠隔から観察、測定、分析を可能とする技術開発に取り組んでいます(図2)。そこでは、近赤外領域の光を用いることで、耐放射線光ファイバーを介して様々な高度の分析が可能となることを実証してきました。この技術は格納容器内の高放射線場での利用が最終の目標ですが、炉外のような高放射性汚染物質の性状把握にも役立てることができず。

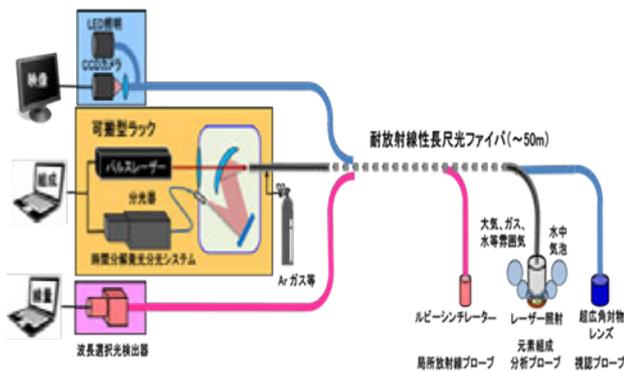


図2 炉内レーザーモニタリング・内部観察プローブの概要

もう一つ大事な分野に、建屋、格納容器、圧力容器の長期健全性の評価があります。廃炉の完遂までは長い年月がかかることは不可避です。単純な経時変化に加えて、1Fの構造材では、事故時の高い温度にさらされたり、冷却のために海水を注入したりという、難しい要因が加わっています。このようなことを考慮して、材料の放射線下での腐食、防食の研究を進めています(図3)。

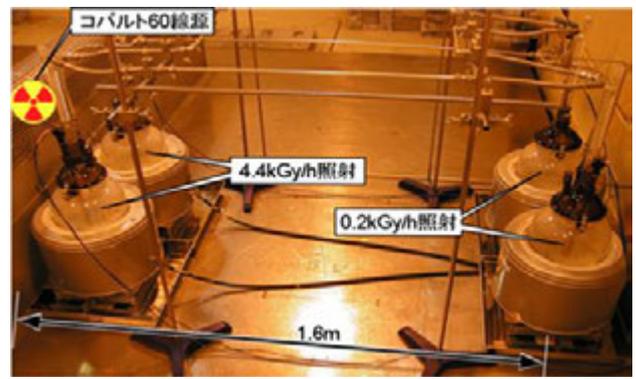


図3 福島第一原子力発電所の原子炉格納容器内の環境を模擬したγ線照射下腐食試験

以上のような原子炉の状況を知るための試験、研究では、廃炉計画の立案段階にとどまらず、作業の進捗に応じて、今後も数多くの課題が出てくることが予想されます。基礎基盤の立場から様々な課題を早めに見通し、必要な知見、ツールを提供してまいります。

# 1-1 炉内で起きたことを実験・計算により評価する(1)

## — ステンレス鋼へのセシウム付着挙動を評価する —

原子力基礎工学研究センター 性能高度化技術開発グループ

中島 邦久、フィデルマ ジュリア ディレンマ、山下 真一郎、鈴木 知史、逢坂 正彦

### (1) 目的

1Fにおけるデブリ取出し等の廃止措置を進めるためには、炉内の放射性物質の分布や性状（どこにどんな物質があるか）を評価し、放射線量分布を把握する必要があります。当グループでは、放射性物質分布や性状評価に資する基礎基盤的知見を提供するため、シビアアクシデント（SA）時の核分裂生成物（FP）放出移行挙動評価手法高度化に資するための研究を行っています。FPの放出移行挙動は、FPの化学形や制御材・構造材との化学反応等の化学挙動に支配されることから、本研究では炉内各位置におけるFP化学挙動についての基礎基盤的知見やデータを多く取得し、化学モデルの改良や新規作成を行うことを目的としています。

1F廃止措置においては、被ばくの観点から長期的に主たる線源となる放射性のセシウム（Cs）が重要です。1F事故時には、压力容器内上部にある気水分離器や蒸気乾燥器などの構造材も高温となったと考えられます。既往知見によると、高温ではCsが構造材元素と化学反応を起こして強固に吸着する「化学吸着」が生じるとされていますが、その詳細は良く分かっていません。加えて、1Fにおいては、3つの号機で事故条件が異なり、これまでに良く調べられていないBWR制御材元素であるホウ素（B）の化学的影響も見込まれるため、多種多様な事故条件を考慮しなくてはならず、Cs化学吸着挙動評価においても様々な条件の影響を明らかにする必要があります。そこで、雰囲気・温度・元素種類等をパラメータとしたCs化学吸着についての基礎的な実験を行い、Csのステンレス鋼等炉内構造材への吸着性状をメカニズムの面から理解するための研究を進めています。

### (2) ステンレス鋼へのセシウム化学吸着挙動に関する既往知見調査

Cs化学吸着に関する研究は主に80年代に行われました。1979年に発生した米国のスリーマイルアイランド原子力発電所2号炉（TMI-2）の事故においては、Csが原子炉冷却系内の表面よりも高温の原子炉压力容器内ステンレス鋼表面に多く保持されていたこと、また、ステンレス鋼中に不純物として存在するケイ素（Si）と共存していたことがTMI-2から採取した試料の分析結果から分かっています。このTMI-2分析結果を評価するために、SA時のCsの代表的な化学形態の1つである水酸化セシウム（CsOH）を用いて、その蒸気をステンレス鋼にアルゴン（Ar）-水蒸気（H<sub>2</sub>O）-水素（H<sub>2</sub>）混合ガス中1000℃の高温で付着させる試験が行われました。試験の結果、TMI-2サンプル分析結果と同様に、ステンレス鋼表面に形成される酸化膜中にCsとSiが共

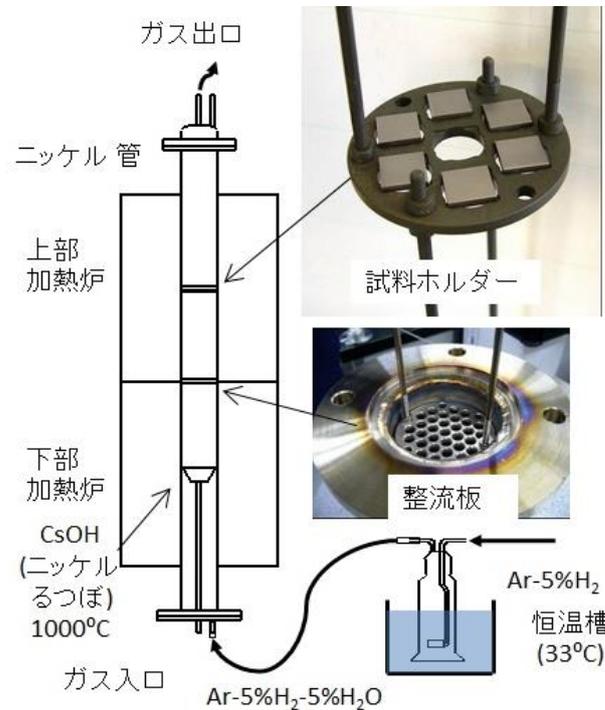


図1 セシウム化学吸着試験装置概略

下部加熱炉で水酸化セシウム等を蒸発させ、上部加熱炉に装着されたステンレス鋼に様々な温度や雰囲気等でセシウムを化学吸着させる試験を実施します。

存することが観察されました。更に、この試験においては、SiとCsの原子数比を分析し、化学吸着したCsはステンレス鋼表面の酸化膜中でCs<sub>2</sub>Si<sub>4</sub>O<sub>9</sub>を形成する可能性が示されています[1]。一方、英国ウィンフリス原子力研究所で実施されたCsOH蒸気とSUS304とを高温で反応させる同様の試験においては、生成物について走査型電子顕微鏡/エネルギー分散型X線分光法（SEM/EDX）、光電子分光法（XPS）、オージェ電子分光、二次イオン質量分析（SIMS）、ラマン分光法などの様々な方法による化合物の状態に対する分析が行われましたが、安定なCs化合物の存在を示す証拠は見つからなかったことが報告されています[2]。このように、Cs化学吸着により生じる化合物形態について、現状確固たる情報はありません。このようなCsの付着挙動に関する研究の多くは1980年代以降行われていません。

### (3) ステンレス鋼へのセシウム化学吸着試験

前述した試験においては、CsとSiが化合物を形成していることが示唆されています。このため、本研究では、まずSiの影響について調べることを目的とし、Si濃度を0.2wt%、1.0wt%、4.9wt%に調整した3種類のSUS304鋼試料を調製して、温度及び雰囲気を変化させて非放射性のCsを化学吸着させる試験を行いました。

JIS 規格において SUS304 の Si 濃度は 1.0wt% 以下と規定されていますが、本試験においては、Si 含有量約 5wt% の試料を用いることにより、Cs と Si との相互作用をより明確に検知・評価することを目指しました。

Cs 化学吸着試験後の試料については、表面及び断面について、SEM/EDX 及び X 線回折 (XRD) 測定による存在相の同定を行いました。また、Cs の吸着性状を調べるために、吸着表面からの水や 1wt% クエン酸水溶液への溶出特性試験を行いました。図 1 に試験に使用した装置概略を示します。試験温度は 800°C と 1000°C とし、雰囲気は Ar に 5% の H<sub>2</sub> を含有するガス (還元雰囲気) 及び H<sub>2</sub>O/H<sub>2</sub> = 1 となる水蒸気雰囲気 (Ar-5% H<sub>2</sub>O-5% H<sub>2</sub>) ガス中としました。

#### (4) ステンレス鋼への Cs 化学吸着試験結果

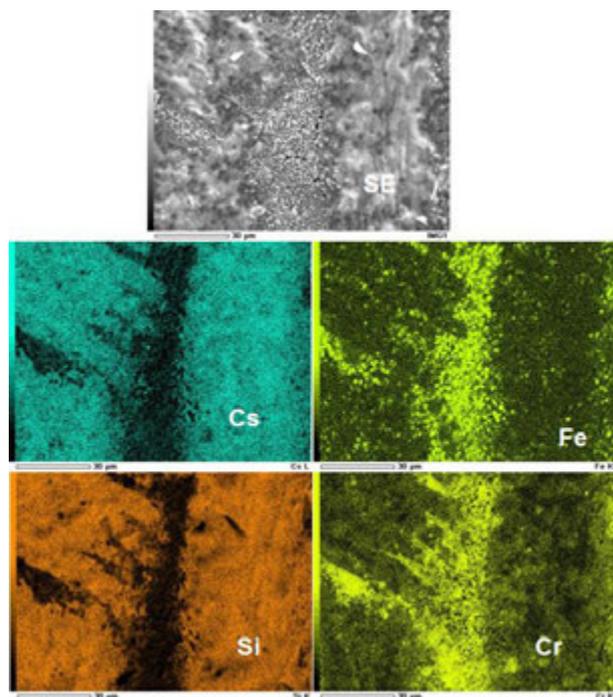


図 2 Cs を付着させたステンレス鋼 (4.9wt%Si) 表面の微小組織観察と元素分析結果の例

水酸化セシウム蒸気と反応させたステンレス鋼表面の微小組織観察により、ステンレス鋼中に含まれるケイ素とセシウムが似た分布挙動を示し化合物を形成していることが示唆されました。

一例として水蒸気雰囲気中、1000°C で Cs を化学吸着させた 4.9wt% Si 含有 SUS 試料表面の SEM/EDX 分析結果を図 2 に示します。Cs と Si が同様の分布を示していることから、既往報告と同様に、Cs と Si を含有する化合物が形成されていることが示唆されました。

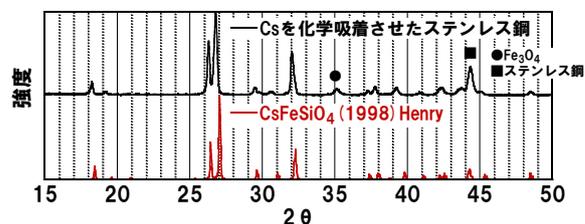


図 3 Cs を付着させたステンレス鋼 (4.9wt%Si) と CsFeSiO<sub>4</sub> の X 線回折パターン比較の例

水酸化セシウム蒸気とステンレス鋼の反応により生成した化合物が、X 線回折パターン及び元素分析の結果から CsFeSiO<sub>4</sub> であることが示唆されました。

この Cs, Si 含有相の化合物を同定するため、還元雰囲気中 800°C で試験を行った 4.9wt% Si 含有ステンレス試料表面に対して XRD 測定を行いました。その結果、図 3 に示すように、CsFeSiO<sub>4</sub> の XRD パターンと一致したことから、SUS304 に付着した Cs はこれまで言われていたステンレス鋼中の Si とだけではなく、Fe とも反応して化合物を形成する可能性があることが分かりました。

更に溶出特性についても調べており、いずれの加熱条件においても、水 (室温) < 温水 (60°C) < クエン酸 (室温) の順で Cs の溶出率が増大し、Cs の溶出にはクエン酸が効果的であることが分かりました。

#### (5) 今後の予定

今後は、更に広範囲の温度や雰囲気条件での Cs 付着量に及ぼす影響を調べることで、付着量の温度依存性や雰囲気依存性に関するデータを取得するほか、以下の項目にも着目して Cs 付着挙動に与える影響も調べる予定です。

- Cs 付着試験前のステンレス鋼の酸化被膜の性状の違い
- そのほかの鉄鋼材料 (例えば SUS316 など)
- SA 時に予想されているそのほかの Cs 化合物 (例えば CsBO<sub>2</sub> や Cs<sub>2</sub>MoO<sub>4</sub> など)

更に、Cs の吸着性状については、1F の廃止措置では再臨界対策としてホウ酸水の使用も考えられることから、ホウ酸水を用いた Cs 吸着物の溶出特性を調べる予定です。また、一部の試料について、化学吸着した Cs 化合物が剥離しやすい性質が示唆されたため、吸着化合物の剥離特性を調べるための試験も行い、1F 内付着 Cs の性状や除去特性の評価における基礎知見を取得していく予定です。

【参考文献】 • 山下真一郎ほか "シビアアクシデント時におけるセシウムの構造材への化学吸着挙動評価 ; (1) Cs 化学吸着したステンレス鋼からの Cs 溶出挙動評価" 日本原子力学会 2015 秋の大会予稿集 J13 (2015).

• F.G. Di Lemma, et.al, "Cesium Chemisorption Behavior onto Structural Material under Severe Accident Conditions (2) Microstructural study of Cs-chemisorbed stainless steel", 日本原子力学会 2015 秋の大会予稿集 J14 (2015).

【引用文献】 [1] V. F. Baston, et al., "A Comparison of TMI-2 and Laboratory Results for Cesium Activity on Reactor Material Surfaces", American Nuclear Society Winter Meeting, San Francisco, CA, November 10-14, Trans. Am.Nucl. Soc. (1985).

[2] G. C. Allen, et al., "Surface Studies of the Interaction of Cesium Hydroxide Vapor with 304 Stainless Steel", Oxid. Met. **28**, 33 (1987).

# 1-2 炉内で起きたことを実験・計算により評価する(2)

## — シビアアクシデント進展評価のための熱水力挙動に関する技術開発 —

原子力基礎工学研究センター 熱流動技術開発グループ 吉田 啓之、上澤 伸一郎、山下 晋、永武 拓、劉 維、焦 利芳

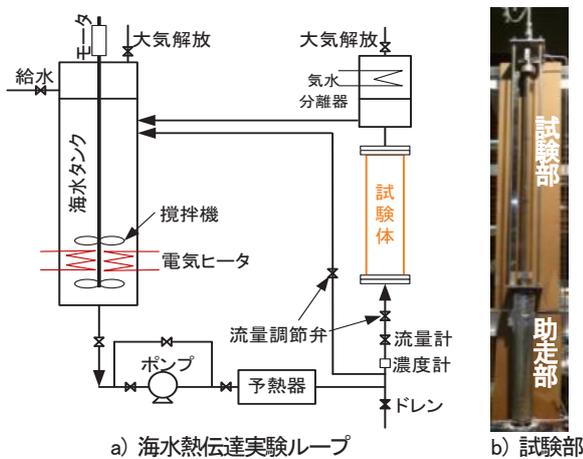


図1 海水熱伝達実験装置の概要

腐食性のある海水を用いた実験を行うため、タンク内の攪拌機や塩分濃度計などを設置すると共に、清掃・交換を容易に行うための工夫を施した実験ループと試験部を製作しました。

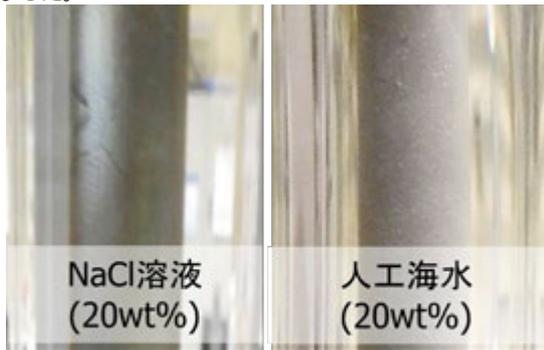


図3 試験後の加熱面の様子

左は20wt%のNaCl溶液、右は同じく20wt%の人工海水を用いたときの試験終了後の加熱面の写真です。高濃度の人工海水を使用したとき、加熱面に白い物質が析出しました。

SA時の原子炉内状況は、冷却材である水や熱の移動(熱水力挙動)により大きな影響を受けます。このため、1F事故時の炉内状況の解析精度を向上させるためには、事故時の熱水力挙動に関する現象を把握し、水や蒸気の流れや温度分布、更に、その時間的な変化などを精度良く推定する必要があります。

SAに関する研究は、1979年に起こった米国TMI-2での事故後広く行われました。しかし、炉内状況の変化を含めてSA進展を予測するためには、事故時の熱水力挙動の解析技術が未だ十分ではありません。そのため、炉内状況の解析技術を高度化するために、事故時の熱水力挙動の予測精度を高める研究開発を行っています。

本研究では、熔融した燃料が炉内を移動する際の挙動や1F事故で注入された海水が炉内の熱水力挙動に与える影響に関する実験、これらを精度良く評価するための3次元解析手法の整備等を進めています。ここでは、実施中の実験及び解析手法開発の中から、海水が熱水力に与える影響を把握するための実験と、溶けた燃料が圧力

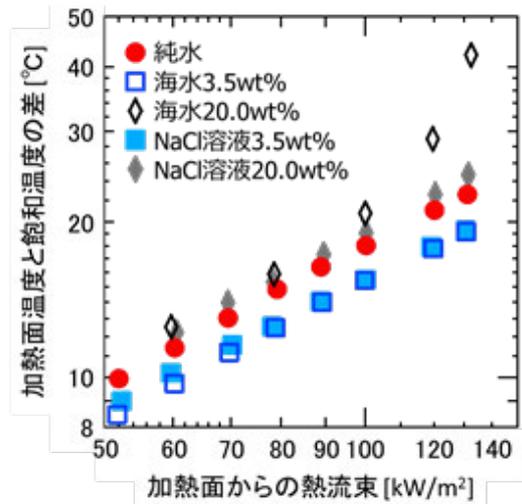


図2 飽和沸騰時の伝熱特性

純水を用いた既存研究と同様に、飽和沸騰時の人工海水やNaCl溶液でも、加熱面温度と飽和温度は熱流束のべき乗に比例します。しかし、高濃度の20wt%の海水では加熱面温度と飽和温度の差が大きくなるのが分かります。

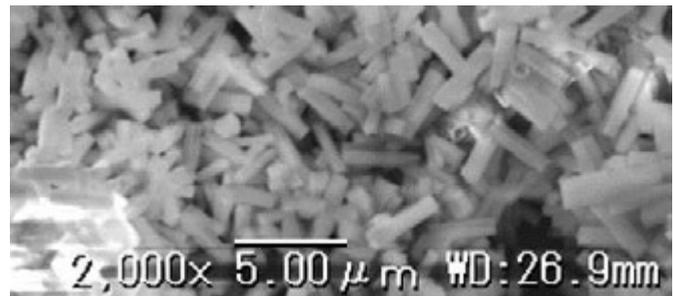


図4 結晶の電子顕微鏡画像

棒状に見えるのが結晶です。特性X線スペクトルによる組成分析の結果、炭酸カルシウムであることが分かりました。

容器下部に落下する際の挙動の評価手法開発について紹介します。

### (1) 熱水力挙動への海水の影響把握のための実験

1F事故において压力容器内に注入された海水により、熱水力挙動が影響を受けた可能性があります。そこで、海水が燃料棒近傍の熱流動に与える影響について把握するための実験を実施しています。

実験にあたっては、まず、腐食性があり、濃度が変化する海水を循環させる実験装置(実験ループ)を製作しました(図1a)。この装置は、濃度を調節・把握しながら実験を実施するため、海水を貯めるタンク内に攪拌機を設置すると共に、濃度計で塩分濃度を監視・記録する機能を有しています。また、海水を用いた場合、塩の析出(沈着・固着)や腐食の影響が考えられるため、清掃・交換のための分解作業が容易な構造としています。

海水が熱水力挙動に与える基本的な影響を把握するため、一本の燃料棒を模擬した二重円管形状の試験部(図

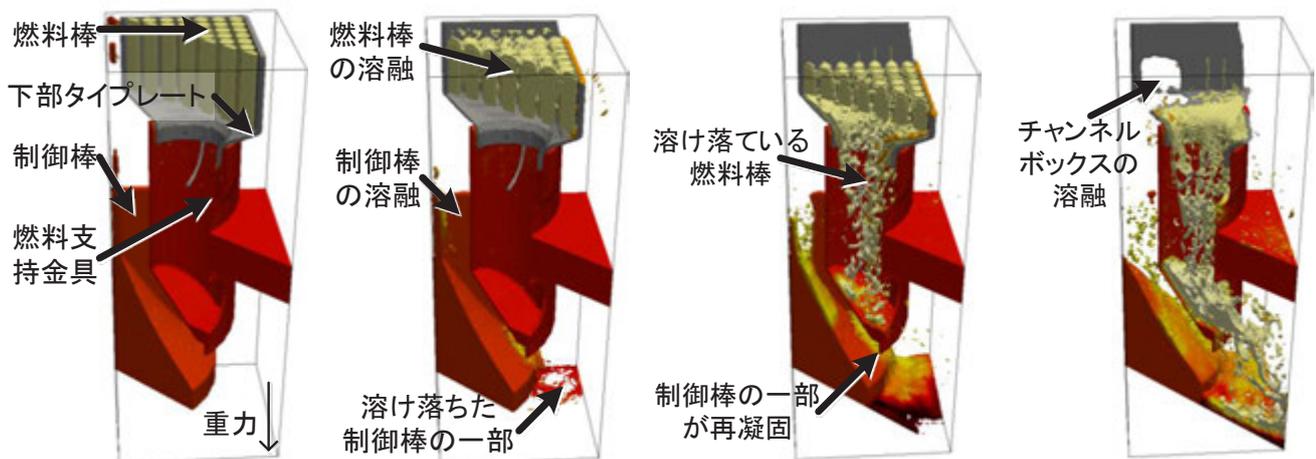


図 5 BWR 下部構造を模擬した溶融燃料挙動解析結果の一例

BWR の炉心下部構造を模擬した計算体系を設定し、燃料棒や制御棒の溶融を模擬した解析を、開発中の解析コードを用いて実施しました。左から右に向かって、表示している時間が進んでいます。解析が始まると、燃料棒や制御棒が次第に溶融し、重力の影響により、下部へと移動していきます。物性や流れ落ちる部分の形状の違いにより、落ち方が異なることが分かります。溶融した燃料棒などの影響により、チャンネルボックスの一部が溶けたり、比較的低温な構造物の影響により溶けた制御棒の一部が再凝固したりする様子などが解析で再現されています。

1b) を製作し、ループに接続して実験を行いました。使用した流体は、天然海水中に含まれるイオン ( $\text{SO}_4^{2-}$ ,  $\text{Na}^+$ ,  $\text{Mg}^{2+}$ ,  $\text{Ca}^{2+}$ ,  $\text{K}^+$ ,  $\text{Br}^-$ ,  $\text{Sr}^{2+}$ ,  $\text{B}^{3+}$ ,  $\text{F}^-$ ) を模擬した人工海水、比較対象として、純水と  $\text{NaCl}$  溶液を使用しました。日本近海と同様の 3.5wt% (流体中に含まれる海水成分の重さの割合 (%)) から、炉内における濃縮も考慮した 20wt% までの濃度で試験を実施しました。

図 2 は飽和沸騰 (流体の平均温度が沸点 (飽和温度) での沸騰) 時の加熱面温度と飽和温度の差を、熱流束 (単位面積当たりの加熱量) に対して、両対数グラフとして示した結果の一例です。熱流束が大きくなると、加熱面温度が上がるため、右上がりのグラフになります。また、用いた流体に関係なく、両対数グラフ上に直線で示されており、熱流束のべき乗に、加熱面と流体の飽和温度が比例していることが分かります。しかし、20wt% の人工海水の結果は、この傾向から外れ、熱流束が上がると加熱面温度が急上昇しています。図 3 は 20wt% の  $\text{NaCl}$  溶液と人工海水を用いたときの、試験終了後の表面の写真です。 $\text{NaCl}$  溶液を用いた場合は変化が見られませんが、人工海水では白色の析出物が確認されました。図 4 は付着物の電子顕微鏡画像です。3 $\mu\text{m}$  から 4 $\mu\text{m}$  長の多数の棒状結晶が見えます。特性 X 線スペクトルを確認したところ、この結晶は炭酸カルシウムでした。これらの結果から、結晶が表面に析出しない場合には、海水や  $\text{NaCl}$  溶液を使っても冷却に影響はありませんが、加熱面に結晶が析出した場合には冷却性能は低下することが確認されました。このような結果は、炉内状況を把握するためのシミュレーションに取り入れられる予定です。

## (2) 溶融燃料挙動評価手法の開発

燃料や制御棒等の炉内にある構造物が溶融し、炉心から重力により移動する際の挙動は、溶融物の分布や圧力容器下部の損傷に影響を及ぼします。炉心下部においても、BWR は PWR と異なる比較的複雑な構造となっており、燃料や構造物が溶けて移動する際の挙動を詳細に評価できる解析するため、CFD (Computational Fluid Dynamics, 数値流体力学) 技術に基づく、多成分多相流解析コード JUPITER の開発を行っています。

開発にあたっては、炉心内外を構成する多くの物質 (二酸化ウラン、ジルコニウム合金、ステンレス合金など) の溶融、移動、凝固挙動を評価するため、異なる物質の間 (例えば、二酸化ウラン-ジルコニウム合金や二酸化ウラン-ステンレス合金) に形成される界面の移動や変形を含め、多成分の溶融・凝固を取扱える解析コードとしました。

開発中の JUPITER の解析結果の一例として、BWR の炉心下部構造を模擬した計算体系を設定し、燃料棒や制御棒の溶融を模擬した解析を実施した結果の一例を、図 5 に示します。溶融した燃料棒や制御棒の重力の影響による下部への移動、溶融した燃料棒などの影響によるチャンネルボックスの一部の溶融、比較的低温な構造物の影響による溶けた制御棒の再凝固などが解析で再現されています。また、物性や流れ落ちる部分の形状の違いにより、落ち方が異なることも表現されています。現在、より詳細な比較を行うための実験データの取得や、化学反応などの必要な解析機能の組込みを進めています。

本研究は、資源エネルギー庁からの委託事業として技術研究組合国際廃炉研究開発機構 (IRID) が受託しその組合員である原子力機構が実施した「平成 25 年度発電用原子炉等廃炉・安全技術基盤整備事業」の成果を含むものである。

- 《参考文献》
- ・ S. Uesawa, et al., "Evaluation of seawater effects on thermal-hydraulic behavior for severe accident conditions (2) Heat transfer and flow visualization experiment by using internally heated annulus", Proc. of 15th International Conference on Power Engineering (ICOPE-15), ICOPE-15-1136 (2015)
  - ・ S. Yamashita, H. Yoshida, and K. Takase, "Development of Numerical Simulation Method for Relocation Behavior of Molten Materials in Nuclear Reactors : Relocation behavior in a simplified core structures", Proc. of The 23rd International Conference on Nuclear Engineering (ICONE 23), ICONE23-1581 (2015).

# 1-3 炉内で起きたことを実験・計算により評価する(3)

## — 事故時の压力容器下部ヘッドの変形と破損状況を予測する —

原子力基礎工学研究センター 性能高度化技術開発グループ 勝山 仁哉、加治 芳行、吉田 啓之、永瀬 文久  
安全研究センター 構造健全性評価研究グループ 山口 義仁、李 銀生

原子力機構では、2011年に発生した1Fの事故を受けて、事故進展や炉内状況の推定に役立てるため、炉心溶融後のデブリ等の落下に伴う压力容器下部ヘッドの破損を数値解析により評価するための研究開発を進めています。1Fのような沸騰水型原子炉(BWR)の压力容器下部ヘッドは、図1に示すように、多数の制御棒案内管が貫通し、複雑な構造になっています。溶融燃料が落下した場合の下部ヘッドの破損箇所や破損時間は、このような複雑な形状の影響を受けると予想されることから、局所的な破損箇所や破損に至るまでの時間を推定するための手法の開発が必要であると考えられます。本稿では、事故時の压力容器下部ヘッドに対する数値解析に必要な材料特性の取得や構成則の検討、その変形と破損状況を予測するために開発している破損挙動評価手法について述べます。

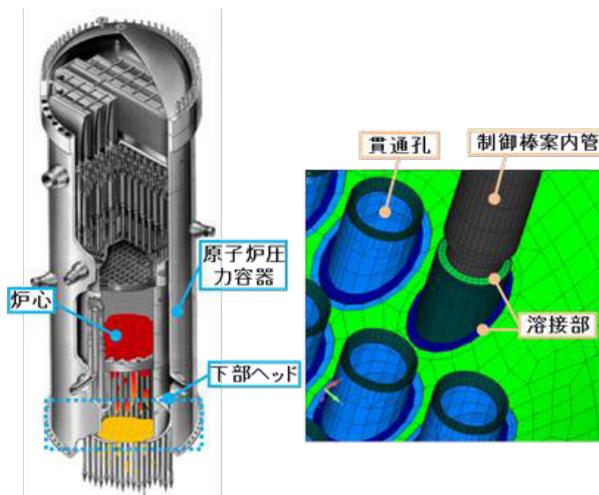


図1 压力容器下部ヘッド

1FのようなBWRの压力容器下部ヘッドは、制御棒を通すための貫通孔や、制御棒案内管と压力容器をつなぐための溶接部が多数存在し、形状がとて複雑です。そのため事故時の下部ヘッドの変形や破損状況も複雑になると予想されます。

### (1) 高温クリープ試験とクリープ構成則の検討

事故時に高温にさらされる下部ヘッドの解析を行うためには、金属が溶ける温度(融点)近くまでの材料特性が必要です。特に、高温高圧力の荷重がかかる場合にはクリープ変形が顕著になるため、高温域のクリープ特性やそれを数値解析で再現するためのクリープ構成則が必要となります。下部ヘッドを構成する材料(低合金鋼、ステンレス鋼、ニッケル合金)に関する既存のデータベース[1~3]では、1100℃を超える高温域のデータが不足していたため、その材料の融点近くまで加熱して引張試験やクリープ試験を行うことのできる高温材料特性試験機を整備し(図2)、引張特性やクリープ特性のデータベ-

スを1300℃まで拡充しました。

また、このクリープ特性のデータベースを基に、クリープ構成則に関する検討を行いました。図3の実線は、1300℃のクリープ試験によって得られた時間とクリープ変形の関係です。試験片は、約50~70%伸びて破断しており、その直前に急激に伸びる速さが増加していることが分かります。この現象が高温になるほど顕著になることを踏まえて、クリープ構成則について検討した結果、クリープ変形に伴う材料の損傷の程度(損傷指数)と、材料にかかる荷重をパラメータとしたクリープ構成則[4,5]を用いることにより、試験結果を精度よく再現できることを確認しました(図3の破線)。また、このクリープ構成則により、破断時間を精度良く推定できることを確認しました。同様に他の材料や温度に対して、このクリープ構成則の適用性を確認し、高温域までのクリープ構成則のデータベースを整備しました。

### (2) 压力容器下部ヘッドにおける破損状況の予測

クリープ変形に伴う破損挙動評価手法は、1Fの事故進展や炉内状況の推定に役立つだけでなく、現在のシビアアクシデント(SA)解析コード(例えば原子力機構が開発しているTHALES2等)の高度化にとっても重要なものです。すなわち、現在のSA解析コードでは、溶融した炉心燃料と材料が下部ヘッドに移行し堆積した後の下部ヘッドの温度や応力などの時間変化やその破損を、

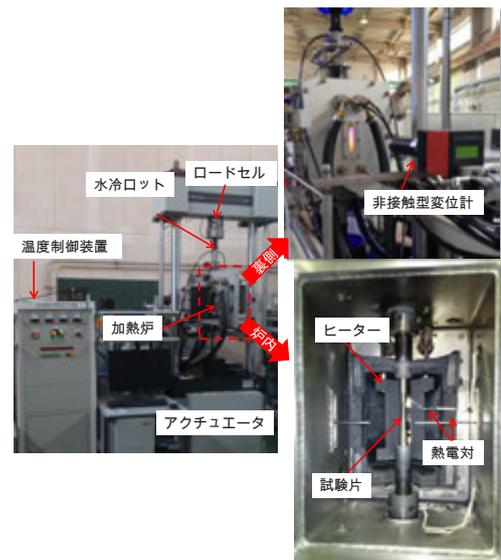


図2 高温材料特性試験機

融点近くまでの材料特性データを取得するため、1600℃まで加熱して引張試験やクリープ試験を行うことのできる高温材料特性試験機を整備しました。従来のクリップゲージ等を用いた測定では不可能だった試験片の変位を、並行な光線を用いて非接触で測定することで、高温域での測定が可能となりました。

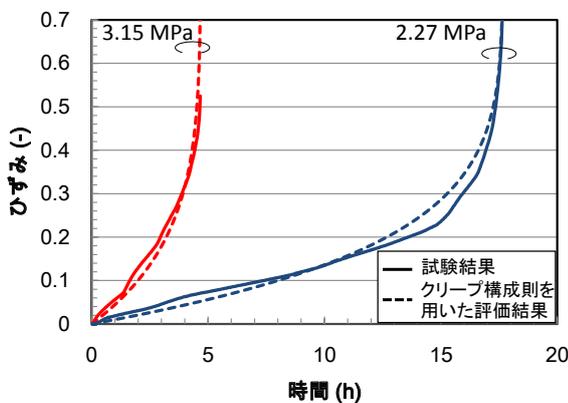


図3 高温クリープ試験結果とクリープ構成則の検討  
(低合金鋼 1300°C)

高温下で生じるクリープ変形の結果の一例です。同じ温度で荷重を変えた試験を行い、クリープ特性のデータベースを整備しました。また、クリープ変形に伴う材料の損傷指数を考慮したクリープ構成則を用いることで、試験結果を精度良く再現できることを確認しました。

単純な形状のモデルや評価手法を使って評価していません。このため、下部ヘッドの破損時間や、その後の事故進展の推定には、大きな不確かさ(ばらつき)が含まれます。

そこで、熔融燃料材料の挙動を把握するための数値流体力学に基づく熱流動解析、及び熱流動解析により得られる表面温度や圧力等を境界条件とする構造解析(熱弾塑性クリープ解析)を組合せた熱流動・構造連成解析手法を整備すると共に、破損箇所や時間を予測する手法として、前述のクリープ変形に伴う材料の損傷程度を評価する手法の構造解析への導入を進めています。

BWRを対象とした場合には、制御棒等の貫通部を考慮した破損状況の予測が重要になると考えられることから、公開文献[6]を参考に三次元モデルを作成しました(図1)。そのモデルを用いて、熱流動解析により得られた温度分布の結果の例を図4に示します。これは、炉心で熔融した燃料と材料のうち10%が下部ヘッドに落下し、冷却水により冷却され固化した状態を初期状態として解析を行った結果です(1F事故のシナリオとは一致していません)。崩壊熱により、落下した燃料と材料が再び加熱されるため、下部ヘッドを構成する材料の温度も高くなっている様子が分かります。この温度分布や圧力等の影響を考慮して構造解析により材料の損傷指数を評

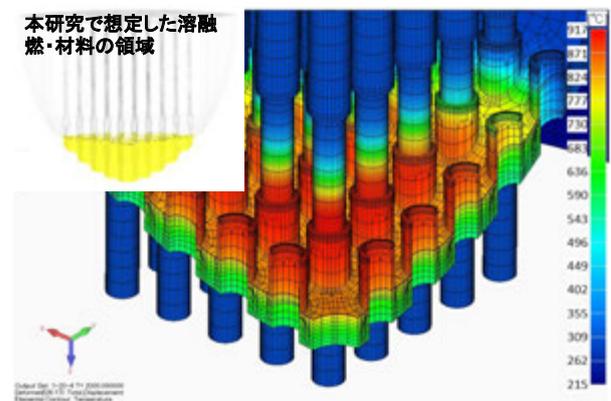


図4 解析で得られる温度分布の例

詳細な三次元モデルを用いた熱流動解析による温度分布の一例です。左上の図の黄色の部分は、熔融した燃料と材料が移行した領域です。ここが加熱されることにより、下部ヘッドを構成する材料の温度も高くなり、クリープによる変形が生じるものと考えられます。

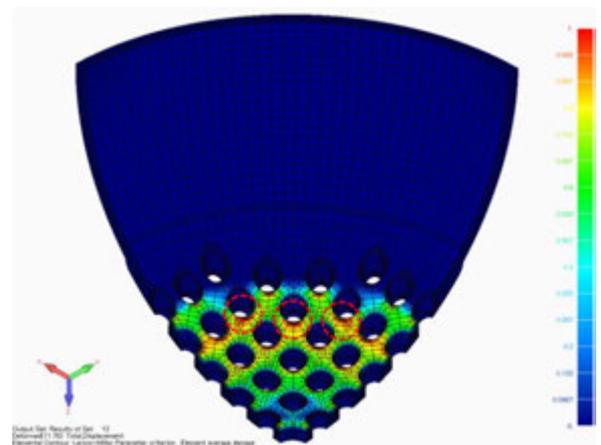


図5 解析で得られる損傷指数分布の例

構造解析を通じて得られる材料の損傷指数の分布の一例です。損傷指数は赤破線で示した貫通部近傍で高い値を示しており、下部ヘッドの破損はそこから生じることが示唆されました。

価したところ、図5に示すように損傷指数は貫通部近傍で最大となりました。このように、下部ヘッドの複雑な形状を反映したモデルとクリープ変形に伴う破損挙動評価手法の組合せにより、事故時の下部ヘッドの破損は貫通部で生じることを示すことができました。

今後、異なる事故シナリオに対する評価を行うことで、熔融燃料材料の炉内等状況の把握、1Fの压力容器下部ヘッドの破損箇所の推定やSA解析コードの高度化に役立つ知見を得ることを目指します。

《参考文献》 ・ Y. Yamaguchi, et al., "Development of Failure Evaluation Method for BWR Lower Head in Severe Accident; (1) High Temperature Creep Test and Creep Damage Model", Proceedings of 23rd International Conference on Nuclear Engineering (ICONE23-1533) (2015).

・ J. Katsuyama, et al., "Development of Failure Evaluation Method for BWR Lower Head in Severe Accident; (3) Creep Damage Evaluation Based on Thermal-Hydraulics and Structural Analyses", Proceedings of 23rd International Conference on Nuclear Engineering (ICONE23-1534) (2015).

《引用文献》 [1] T.Y. Chu et al., "Low heat failure analysis", U.S. NRC; NUREG/CR-5582 (1999).

[2] H. G. Willschütz, et al., "Genetraiton of a high temperature material data base and its application to creep tests with French and German RPV-steel", FZR-353 (2002).

[3] (独)原子力基盤機構、複雑形状部機器配管健全性実証(IAF)事業 原子炉压力容器の異材溶接部に関する高温材料特性データ集(2012)

[4] L.M. Kachanov, "Time to rupture process under creep conditions", Izv Akad. Nank. SSSR, 8, pp. 26-31 (1928).

[5] Y.N. Rabotnov, "Creep problems in structural members", North Holland: North-Holland Publ. Co. (1969).

[6] 例えば、東京電力株式会社; 福島原子力発電所原子炉設置許可申請書(昭和41年7月)

# 1-4 汚染の状況・性状を評価し除染方法を立案する

## — コンクリートコアサンプルの分析による汚染性状評価 —

大洗研究開発センター 福島燃料材料試験部 材料試験課 前田 宏治  
大洗研究開発センター 福島燃料材料試験部 集合体試験課 東内 惇志



図1 コンクリートコアサンプル採取方法

1F 原子炉建屋の1号機1階南側及び2号機オペフロは、極めて高線量のエリアであるため、コンクリートコアサンプル採取には三菱重工が開発した遠隔ロボット (MEISTeR) が初めて投入されました。

1Fの廃止措置に向けたデブリ取出し等に必要な原子炉建屋内作業での作業員の被ばく低減のためには、放射性物質で汚染され高放射線量となっている原子炉建屋内を遠隔で除染する技術を開発する必要があります。原子炉建屋内の遠隔除染を効果的に行うためには、汚染部位に応じた適切な技術を選定することが重要であり、汚染源となる放射性物質の種類、放射性物質の床や壁への浸透状態、汚染の建屋内での分布状況等の汚染の状況を詳細に把握することが不可欠です。原子力機構は、H23年度より1F廃止措置に向けた研究開発プロジェクト「原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発」の支援を継続しており、H26年には原子炉建屋内で採取された極めて高線量の汚染サンプルを大洗研究開発センターの照射後試験施設に搬入して、汚染状況の基礎データ取得のための詳細分析を実施し、汚染の浸透状態等の汚染性状評価を行いました。

### (1) コンクリートコアサンプルの分析試験の背景と目的

プロジェクトでは、まず現地調査(1Fでのオンサイト分析)により、汚染サンプルの線量測定等が実施され、その後の詳細分析を原子力機構が分担実施しました。

1号機1階南側、2号機オペフロの極めて高線量の場

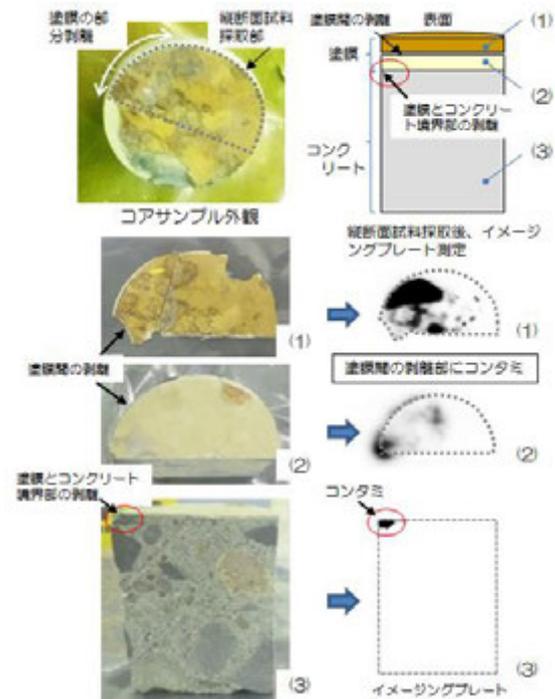


図2 2号機オペフロ コンクリートコアサンプルのIP測定結果

コンクリートコアのサンプルに対して、IP測定を行い、汚染の浸透状態等を確認いたしました。測定の結果、塗膜表面及びサンプル採取時に塗膜が剥離してクロスコンタミした部分には、汚染がありましたが、コンクリート内部への浸透汚染はありませんでした。

所から遠隔ロボット(図1)によって採取された汚染サンプル(コンクリートコアの4サンプル及び難燃性の養生シートの1サンプル)、2号機の屋上からボーリングして採取したオペフロのデッキプレート(天井の金属板2サンプル)の合計7サンプルを対象として、汚染サンプルの詳細分析を実施しました。プロジェクトでは、2号機オペフロの除染実施計画を早期に策定するために、原子力機構は汚染サンプルの基礎データの取得・提供を迅速に行いました。

### (2) 分析方法

コンクリートコアの4サンプルについて、遊離性汚染(塗膜に残る粉塵をウェスで回収した汚染)、固着性汚染(塗膜表面から除染用剥離性塗膜のストリッパブルペイントで回収した汚染)及び浸透性汚染(試料に残っている汚染)に区別してそれぞれ分析を実施しています。なお、分析は汚染核種の同定、汚染の分布状態及び汚染の浸透状態等の把握を目的に、外観観察、イメージングプレート測定(以下「IP測定」と称する)、ガンマスキャン測定、 $\gamma$ 線及び $\alpha$ 線核種分析、FE-SEMによる元素分析を実施しました。

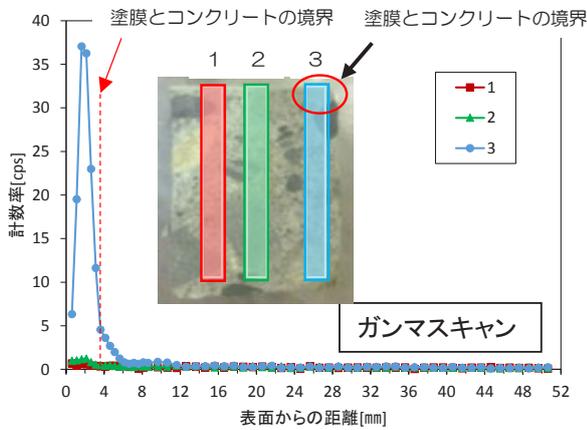


図3 2号機オペフロ コンクリートコアのガンマスキャン測定結果

ボーリングコアの塗膜表面からコンクリート内部に向かってガンマスキャンを実施しました。図中のライン3で、サンプル採取時のクロスコンタミによる計数率の増加が見られましたが、ライン1, 2では、計数率の変化がなく、浸透汚染の無いこと分かりました。

### (3) 分析結果および汚染性状の評価

2号機コンクリートコアの2サンプルの外観観察から、ボーリング時の塗膜の欠け及び塗膜のごく表面での変色や付着物が観察されていましたが(図2)、塗膜の著しい損傷等は確認されませんでした。また、塗膜表面には、遊離性汚染及び固着性汚染が存在していましたが、除染用剥離性塗膜を用いた固着性汚染の除去によって、塗膜表面の汚染レベルは低下しました。更にコンクリートコアサンプルを切断して調製した縦断面試料のIP測定結果(図2)及びγスキャン測定結果(図3)から、サンプル外周の塗膜が部分的に剥離していたところのクロスコンタミを除いて、コンクリート内部への有意な浸透汚染はありませんでした。なお、コンクリートコアサンプル外周に見られた部分的な塗膜の剥離に対応したクロスコンタミは、分析開始前のサンプルの外観観察とIP測定等による汚染の状況とを確認した結果から、遠隔ロボットによるサンプル採取時に生じたものと推定されました。2号機のボーリングコアのサンプルは、 $^{134}\text{Cs}$ 、 $^{137}\text{Cs}$ 、 $^{110\text{m}}\text{Ag}$ 及び $^{125}\text{Sb}$ がγ核種として検出されました(図4)。

2号機の養生シートには、高線量の汚染が付着していましたが、水を含んだウェスでのふき取りにより、表面の汚染が除去できることを確認しました。また、デッキプレートには、主に補修塗装の被膜部分が汚染源となっており、補修塗装の下層になるデッキプレート本体の塗膜は、汚染レベルが低いことが分かりました。更に、補修塗装の被膜部分に存在する汚染は、塗膜表面の簡便な洗浄等では放射性物質の除去が困難であるものの、ごく薄い被膜そのものを除去することによって除染できるこ

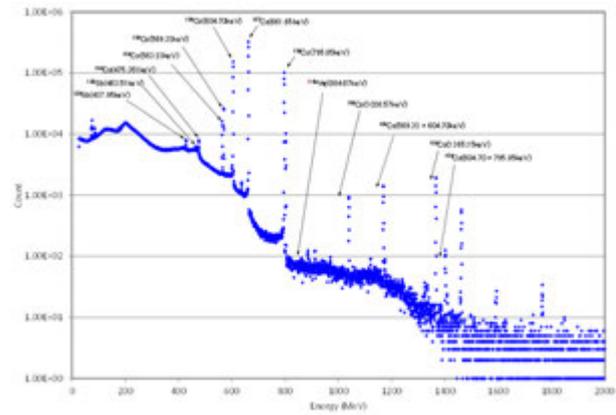


図4 2号機オペフロ コンクリートコアのγ線核種分析結果

2号機のボーリングコアのサンプルからストリッパブルペイントで固着性汚染を採取してγ線核種分析を実施した結果、 $^{134}\text{Cs}$ 、 $^{137}\text{Cs}$ 、 $^{110\text{m}}\text{Ag}$ 及び $^{125}\text{Sb}$ が主なγ核種として検出されました。

とが分かりました。

1号機コンクリートコアの2サンプルの外観観察から、塗膜のごく表面での変色は無く、明瞭な付着物は観察されませんでした。サンプル採取場所に水跡があったサンプルには、サンプル外周部分で塗膜とコンクリートの欠け及びクラックがありました。この部分では、欠けの表面でやや高線量の汚染があり、欠けの下側にあるコンクリートにおいて低線量の汚染浸透が見られましたが、局所的に限定された範囲の浸透汚染であったため、塗膜からコンクリートにつながるクラックを介して汚染が浸透したものと推定されました。コンクリートコアの2サンプル共に塗膜表面には、遊離性汚染及び固着性汚染が存在していましたが、ストリッパブルペイントを用いた固着性汚染の除去によって、塗膜表面の汚染レベルは低下しました。1号機1階南側は極めて高線量場となっていますが、床の汚染は高線量の汚染源でないことが明らかとなり、高所部のダクトや配管等が汚染源である可能性が高いと推定されました。

高線量の1号機1階南側及び2号機オペフロから採取した高線量の汚染サンプルについて、H27年3月までに全ての基礎データ取得・評価を完了しました。特に床コンクリート上の塗膜が健全であればコンクリート内部には、有意な浸透汚染が無いことを確認しました。対象としたサンプル採取場所の汚染性状の評価結果は、技術的根拠のある除染技術及び機器の選定に貢献し、研究開発プロジェクト「総合的線量低減計画の策定」の除染実施計画策定にも反映されています。

本研究は、技術研究組合国際廃炉研究開発機構 (IRID) の組合員として原子力機構が実施した「原子炉建屋内汚染サンプルの分析」の成果を含むものである。

- 《参考文献》
- ・ K. Maeda, et al., "Results of detailed analyses performed on boring cores extracted from the concrete floors of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant reactor buildings", Proceedings of GLOBAL2013: International Nuclear Fuel Cycle Conference, Salt Lake City, USA (2013). in CD-ROM.
  - ・ K. Maeda, et al., "Distribution of radioactive nuclides of boring core samples extracted from concrete structures of reactor buildings in the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant", J. Nucl. Sci. Eng. **51**, 1006 (2014).

# 1-5 炉内デブリや不明物等の元素組成をその場で実測する

## — 炉内レーザーモニタリング・内部観察技術開発 —

廃炉国際共同研究センター 燃料デブリ分析グループ 若井田 育夫、大場 弘則  
大洗研究開発センター 高速実験炉部 高速炉技術課 伊藤 主税

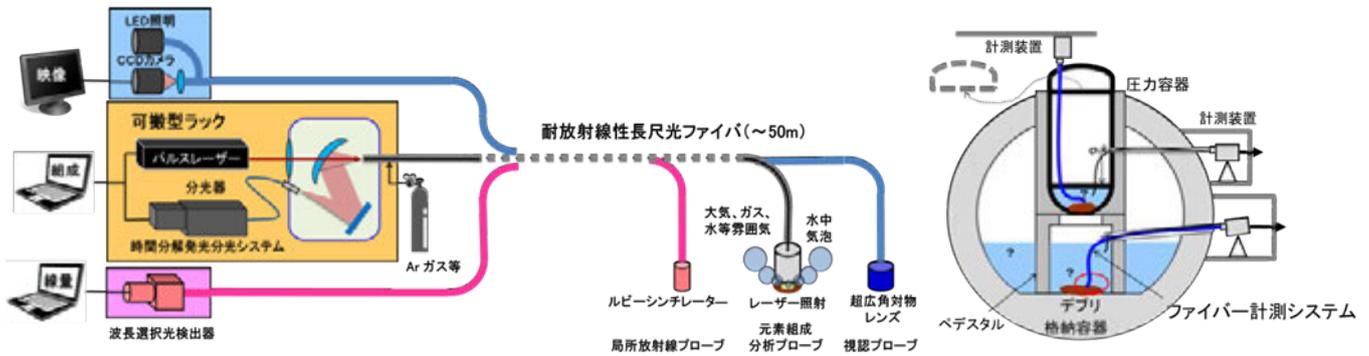


図1 開発中の炉内レーザーモニタリング・内部観察プローブの概要と利用イメージ

耐放射線性光ファイバの活用を基本共通概念として、内部状況の視認、局所的な線量、デブリなどの組成分析を遠隔検知可能なプローブを開発しています。視認にはファイバスコップを、局所場の線量測定にはルビーシンチレータの発光現象を、組成分析にはレーザー生成プラズマ発光の原子分光（LIBS）を利用します。光信号、光エネルギーの伝送に耐放射線性光ファイバを活用することで、炉内・格納容器内の過酷環境下や、簡便な操作が求められる炉外の廃炉現場でも使用可能な、遠隔その場分析プローブの開発を目指しています。

### (1) はじめに

燃料デブリの取出しに向けて、原子炉圧力容器・原子炉格納容器内の燃料デブリの位置や状況を把握するためには、高放射線、水中又は高湿度、狭隘という過酷な環境下における遠隔その場観察技術が要求されます。高い放射線環境下では、ICを多用した精密電子機器は使えません。そこで本研究開発では、電気信号に代わって光信号を用いた観察プローブを開発することとしました（図1）。現在開発中のプローブは、ファイバスコップによる視認プローブ、ルビーシンチレータによる局所放射線プローブ、レーザー生成プラズマ発光の原子分光を利用した元素組成分析プローブの3つで、全て光ファイバを利用して信号やエネルギーを伝送します。また、炉内の分析だけでなく、簡便な操作が求められる炉外の廃炉現場における不明物等の分析も求められていることから、遠隔その場分析プローブの開発を目指しています。ここでは、ルビーシンチレータによる局所放射線プローブ、レーザー生成プラズマ発光の原子分光を利用した元素組成分析プローブの開発現状について紹介します。

### (2) 耐放射線性光ファイバ

光ファイバは放射線を受けると、ガラス中に生成された欠陥に特定の波長の光が吸収されることから、透過光量が低下します。これを補償するため、純粋石英コアにヒドロキシ基（OH基）を1000 ppm含有させることにより耐放射線性を持たせました。紫外・可視域については性能劣化が大きく、長距離伝送に適しません。しかしこれまでの実験から、ガンマ線を約1 MGy照射した後も、近赤外領域で透過特性の劣化がないこと、赤外レーザー光領域では、実際に使用するレーザー光を通してファイバに損傷が生じないこと等が確かめられています。

### (3) ルビーシンチレータによる局所放射線プローブ

炉内には線源が多く存在することから、遠方から局所的な線量を評価することは困難です。そこで、光ファイバの先端に小さなルビーシンチレータを挿入し、シンチレーション光を光ファイバで伝送して計測する局所放射線プローブ（図2）を開発してその特性を評価しています。

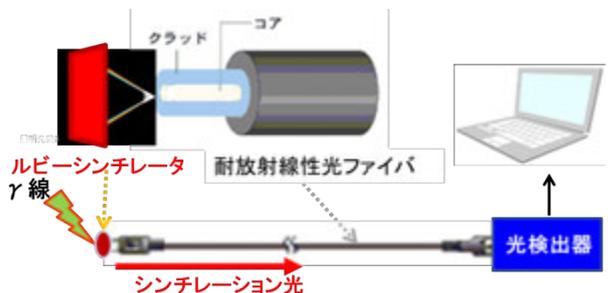


図2 局所放射線プローブの概要

放射線に敏感な光検出器等の計測機器は低放射線場に設置します。ルビーシンチレータからの放射線によるシンチレーション光を光ファイバで伝送することでその光量を検知し、シンチレータを設置した場所での局所場のガンマ線量を推定します。

強いガンマ線照射により光ファイバは、それ自身500 nm近傍の蛍光を発生します。そこで、ルビーからのシンチレーション光の波長成分帯域である700 nm近傍のみを透過する光フィルタを追加したり、シンチレータを取付けないダミーのファイバを準備し、ファイバからの蛍光のみを測定してこれを差し引いたりすることで、信頼性の確保を図る手法の開発を行っています。また、放射線線量率に対する光検出器の出力の耐放射線性の確認も行っており、積算線量1.2 MGyの高放射線照射後においても、観測される発光量が線量率に比例して大きくなることも確かめています（図3）。

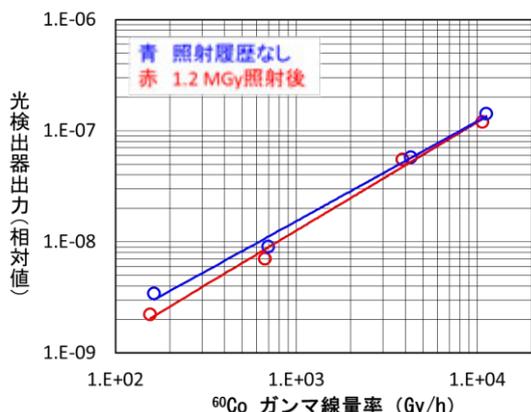


図3 ルビーシンチレータの発光強度の線量率依存性

長さ50mの光ファイバの先端に取り付けたルビーシンチレータによる局所ガンマ線プローブに、 $^{60}\text{Co}$ ガンマ線を積算線量1.2MGy照射しました。高線量照射後においても、ガンマ線の線量率に比例した出力が得られており、高線量環境下でも長時間継続して利用できる可能性があることが示されました。

#### (4) レーザーによる元素組成分析プローブ

レーザーによる組成分析では、パルスレーザー光を試料にレンズで集光照射することでプラズマを発生させ、プラズマの発光に含まれる元素特有の波長の発光線を分光器で検出し、その発光線と発光線強度から、試料を分析する方法(Laser Breakdown Spectroscopy: LIBS)を用います。本プローブでは、パルスレーザーを光ファイバで伝送し、発生したプラズマ発光を同一の光ファイバで逆に伝送させて分光器に導きます(図1)。ファイバLIBS装置一式を運搬に便利のようにカートにまとめています(図4)。平成27年度中には、更に体積を1/2以下にコンパクト化していく予定です。



図4 可搬型ラックに組み込んだファイバLIBS装置

下段:レーザー電源、中段:分光器、上段:レーザー発振器とレーザー光ファイバ結合器等から構成されています。大きさは、縦:1200mm、幅:450mm、高さ:1400mmで、ラックごと運搬が可能です。レーザー装置、分光器の小型化、配置の最適化等により、さらなるコンパクト化を図っています。

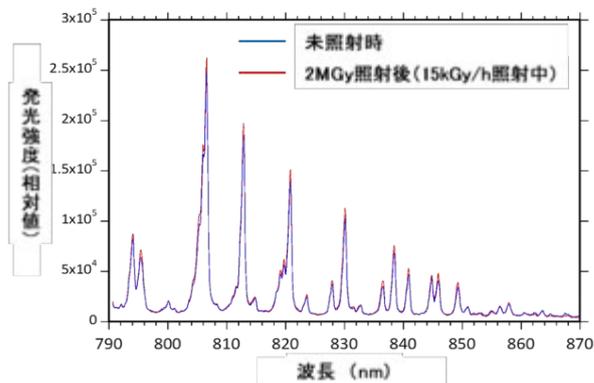


図5 高放射線場でのファイバLIBS分光例

$^{60}\text{Co}$ ガンマ線の積算線量2MGy以上で、線量率15kGy/h以上の高放射線環境でのファイバLIBS分光試験結果です。ジルカロイ2合金の発光スペクトルは、ガンマ線未照射の場合とほぼ一致し、放射線の影響が少ないことが分かります。高放射線環境下でも利用できることが示されました。

耐放射線性ファイバを利用し、実際に $^{60}\text{Co}$ を用いた高放射線場での分光が可能か否かを確認しました。積算線量が2MGy以上で、放射線線量率が15kGy/hの環境下に光ファイバを置き、ジルコニウム合金(ジルカロイ2)を試料として分光試験をした結果、ガンマ線未照射の場合とほぼ一致した分光結果が得られました(図5)。耐放射線性光ファイバを利用することで、高放射線場でも元素組成分析が可能であることが確認できました。

廃炉作業における分析では、炉外の不明物を簡便迅速に分析することも重要な作業となります。この場合、表面付着汚染物などの評価も求められます。そこで、表面付着物を模擬するため、セシウムの標準溶液をステンレス板上で直径約1cmの円形に蒸発乾固させた付着物相当試料を作成し、分析感度の簡易評価を試みました(図6)。この結果、検出下限は、放射性セシウム相当で、 $10^5 \text{ Bq/cm}^2$ となり、付着物の迅速簡易分析にも適用できる可能性のあることが示唆されました。

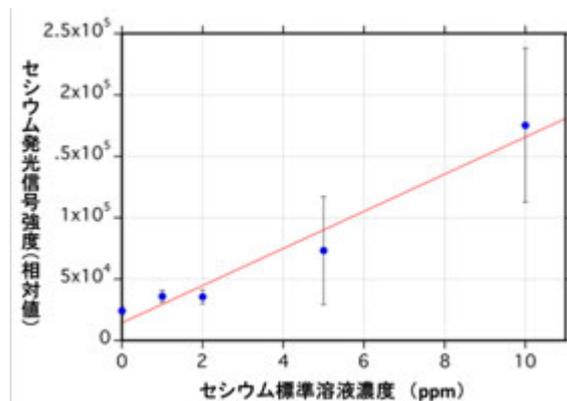


図6 セシウム標準溶液蒸発乾固表面からのセシウム発光強度

セシウム標準溶液をステンレス板上で蒸発乾固させた試料からの発光強度のセシウム標準溶液濃度依存性から、放射性セシウム付着物に相当する分析特性を評価すると、検出下限として $10^5 \text{ Bq/cm}^2$ が得られました。

《参考文献》

- ・ C. Ito et al, "Development of radiation-resistant optical fiber for application to observation and laser spectroscopy under high radiation dose", J. Nucl. Sci. Technol. **51**, 930 (2014).
- ・ M. Saeki et al, "Development of a fiber-coupled laser-induced breakdown spectroscopy instrument for analysis of underwater debris in a nuclear reactor core", J. Nucl. Sci. Technol. **51**, 944 (2014).
- ・ 原子力産業新聞「レーザー使い内部把握 基本技術の成立性確認 分光し組成分析が可能」2014年6月26日朝刊4面
- ・ 日本原子力研究開発機構福島研究開発部門 広報誌「明日へ向けて」2015年10月 No.7 P8-P9

# 1-6 原子炉の材料の腐食を防止するために

## — 原子炉格納容器・圧力容器材料の健全性評価 —

原子力基礎工学研究センター 性能高度化技術開発グループ 加藤 千明、佐藤 智徳  
廃炉国際共同研究センター 保管機器健全性評価グループ 本岡 隆文、上野 文義

1Fの事故では、原子炉を冷却するために1～3号機の原子炉に海水が注入されました。原子炉の中には核燃料や核分裂生成物といった放射性物質を内包しますが、事故時においても大量の放射性物質を放出するのを防ぐため、原子炉の周囲には格納容器(PCV)と呼ばれる鋼鉄(炭素鋼)製の容器で覆われています(図1)。酸素が溶けた冷却水が炭素鋼と接触すると、腐食により強度が低下したり、穴が開いたりする懸念があります。特に、海水に含まれる塩分は、腐食を加速させたり、局部的に腐食を進行させたりする原因となります。

更に、PCV内部は溶融した核燃料が落下していると考えられ、とても高い放射線量になっています。放射線が水に照射されると、水が放射線分解されて、過酸化水素、ラジカルと呼ばれる化学種が生じます。これらは化学的に活性で強い酸化力を持ち、材料の腐食の進行を速めると考えられています。

溶融した核燃料を原子炉から取出すまでには、今後も長い時間が必要となります。核燃料の取出し前に、PCVが腐食によって、大きく損傷を受ければ、これまでよりも多くの放射性物質が外部に放出されてしまいます。そうなると、核燃料の取出し作業や避難されている方々の帰還を遅らせるだけでなく、国民の不安を減少させることができません。

現在、格納容器内は窒素ページ、酸素除去剤(ヒドラ

ジンに)によって、冷却水中の酸素濃度を低減させ、腐食が抑制された状態が保たれています。しかし、核燃料の取出しの際には、上記の様な腐食抑制対策を維持する事が困難になると考えられます。そこで、新たな腐食抑制対策の1つである防錆剤と呼ばれる薬剤の添加策を検討する必要が生じました。

上記の課題に対応する為に、放射線照射下での炭素鋼の基本的な腐食特性を把握した上で、防錆剤を添加し、放射線照射下でも有効な腐食抑制効果を示すと共に副次的な影響の少ない添加剤を探索しています。更に、添加量を変化させた場合の腐食抑制効果を調べ、効率的な添加手法を評価した上で、1FのPCVの腐食抑制対策として適用性を評価しています。

### (1) 放射線照射下での腐食試験

適用性を評価にあたっては、格納容器に使用されている材料とほぼ同じ化学組成の炭素鋼から短冊状の試験片を作成し、塩分濃度を下げた人工海水中に浸漬した状態で、ガンマ線を照射する腐食試験を行っています(図2)。ガンマ線照射は、高崎量子応用研究所の照射施設で行っています。1F 2号機のPCVの放射線量が2012年3月に東京電力によって測定されており、それを元に吸収線量率を約3.2kGy/hと推定しており、約3.5kGy/hの線

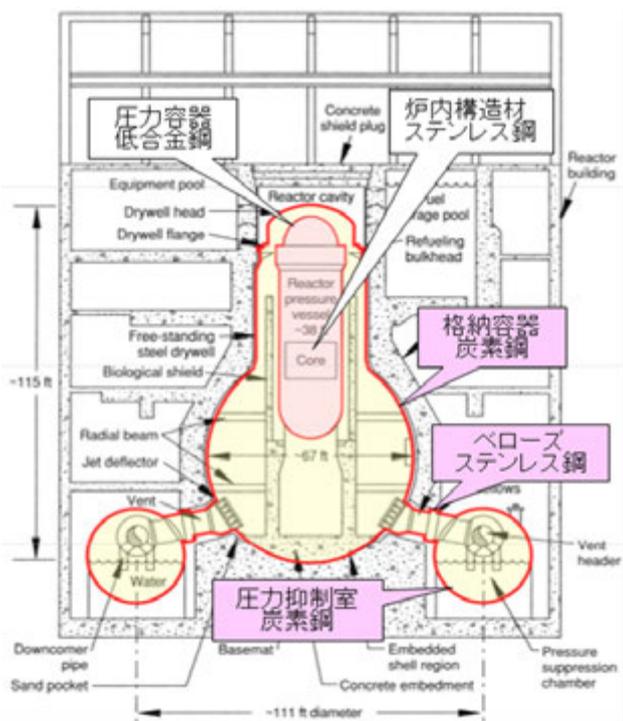


図1 福島第一原子力発電所と同型の原子炉の構成材料

原子炉の周囲を取り囲んでいる材料として主に炭素鋼が使用されています。炭素鋼は腐食によって錆となるため、水に浸漬した状態で長期間放射性物質を閉じ込めておけるか危惧されています。

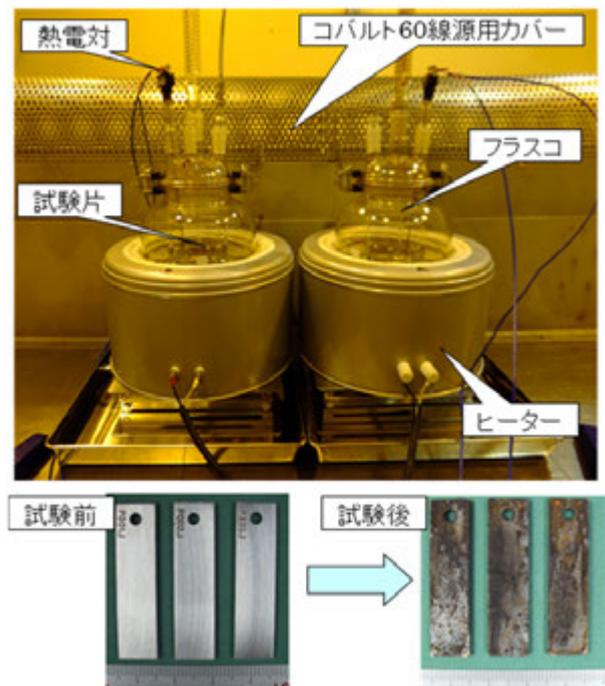


図2 ガンマ線照射下腐食試験

床下のプールからコバルト線源用カバーの内側にガンマ線源であるコバルト60が上昇することでガンマ線照射が開始されます。温度50°C、200倍希釈の人工海水に50時間浸漬しただけでも炭素鋼は赤く錆びています。画像に黄色味がかかっているのは、照明に使用されているナトリウムランプのためです。

量率となる施設を利用して格納容器内部を模擬しています。腐食試験においては試験前後及び脱膜処理後の各試験片の外観観察、重量測定、脱膜後の各試験片の表面粗さを測定したうえで、腐食減量と最大腐食深さを求めることで、防錆剤の効果を確かめています。

## (2) 放射線照射下でも有効な防錆剤の開発

現在、臨界制御の観点からも PCV 内へ添加する可能性がある五ホウ酸ナトリウムを防錆剤としての適用性試験が進められています。適切な濃度の五ホウ酸ナトリウムを添加する事で、ガンマ線照射下においても錆の発生はなく、構造材料(炭素鋼)の健全性が保たれることが分かります。また、約 4kGy/h と 200Gy/h 吸収線量率における腐食形態は、ほぼ同一であることから五ホウ酸ナトリウムの防錆効果は、放射線の強度の影響を受けにくいことも分かります(図3)。五ホウ酸ナトリウムの増加により、炭素鋼の腐食形態が全面腐食から健全へと移行し、適量の防錆剤の添加で腐食が生じることはありませんでした。この防錆効果は、非放射線環境で得られる腐食形態線図と同等なものとなり、五ホウ酸ナトリウムはガンマ線照射においても、非照射下で得られる腐食線図と同等の防食効果を発揮することが確認されました。(図4)。

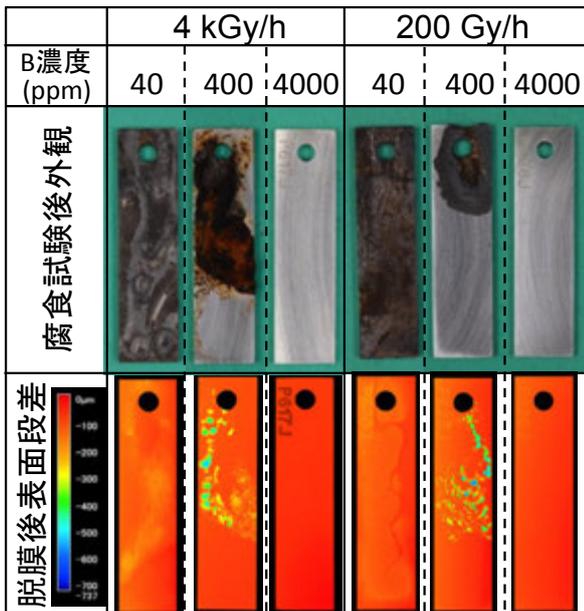


図3 防錆剤(五ホウ酸ナトリウム)を添加した希釈人工海水中のガンマ線照射下腐食試験後の外観及び脱膜(錆除去)後の表面段差\*

適切な濃度の防錆剤を添加する事で、ガンマ線照射下においても錆の発生はなく、構造材料(炭素鋼)の健全性が保たれることが分かります。

現在、異なった防食機構を有する防錆剤となる、タングステン酸ナトリウムや亜鉛リン酸塩系の防錆剤の適用性試験も合わせて進められており、その添加量を変化させた場合の腐食抑制効果を調べ、その適切な添加量を調査しています。

## (3) 防錆剤による副次影響

放射線照射環境では、水の放射線分解により腐食を加速する化学種(過酸化水素、ラジカル)の他にも、水素や酸素も生成する事が知られています。特に水素は濃度が高まると、静電気等によって生じる火花により爆発し機器に損傷を与える可能性があり、水素発生は考慮すべき副次影響の1つとなっています。防錆剤の適用にあたっては、これらの副次影響も合わせて評価し、副次的な影響の少ない添加剤を選定する必要があります。現在、有効性が確かめられた防錆剤に関して放射線照射下での副次影響調査を進めています。

溶融した核燃料の取出しの際に必要なと考えられる格納容器の腐食抑制対策に関して、高い放射線にさらされる原子炉の格納容器材料の腐食を防止し、かつ副次的な影響が小さい防錆剤を1FのPCVへ適用できるように目指しています。

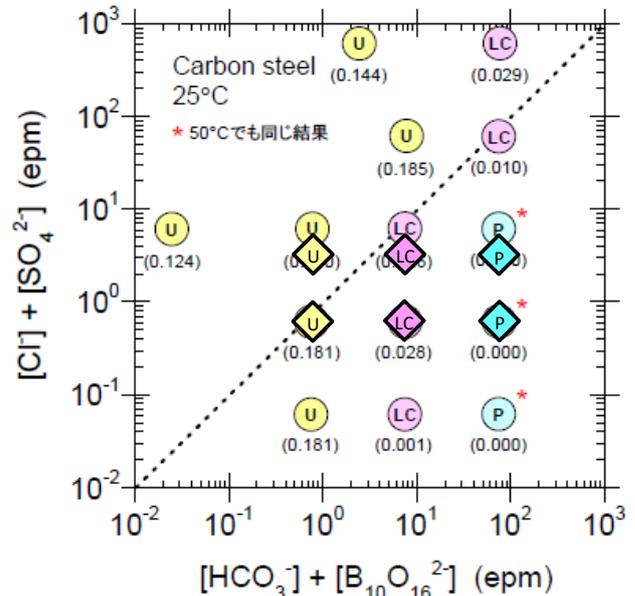


図4 防錆剤(五ホウ酸ナトリウム)を添加した希釈人工海水中のガンマ線照射下腐食試験後の腐食形態線図\*\*

U:全面腐食、LC:局部腐食、P:健全 (○:非照射下\*\*、◇:照射下\*)  
防錆剤(五ホウ酸ナトリウム)はガンマ線照射においても、非照射下で得られる腐食線図と同等の防食効果を発揮することが確認されました。

本研究は、平成25年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」に係る補助事業の一環として、原子力機構が技術研究組合国際廃炉研究開発機構(IRID)の一員として実施した研究成果を含むものである。

《参考文献》 \* 佐藤智徳ら, "希釈人工海水中の炭素鋼腐食への防錆剤の効果におけるガンマ線照射の影響評価", 第62回材料と環境討論会予稿集, A-104 (2015).

\*\* 深谷祐一ら, "ホウ酸塩による炭素鋼の不動態化・局部腐食挙動(第2報)", 第61回材料と環境討論会予稿集, B-107 (2014).

# 2 燃料デブリの取出しとその後の取り組み

## — 燃料デブリの取出しに向けた研究開発の方針と成果反映先 —

廃炉国際共同研究センター 燃料デブリ取扱・分析ディビジョン 荻野 英樹、奥村 啓介、堀 啓一郎、鷲谷 忠博  
大洗研究開発センター 環境保全部 環境技術課 福井 康太  
原子力基礎工学研究センター 炉物理標準コード研究グループ 須山 賢也

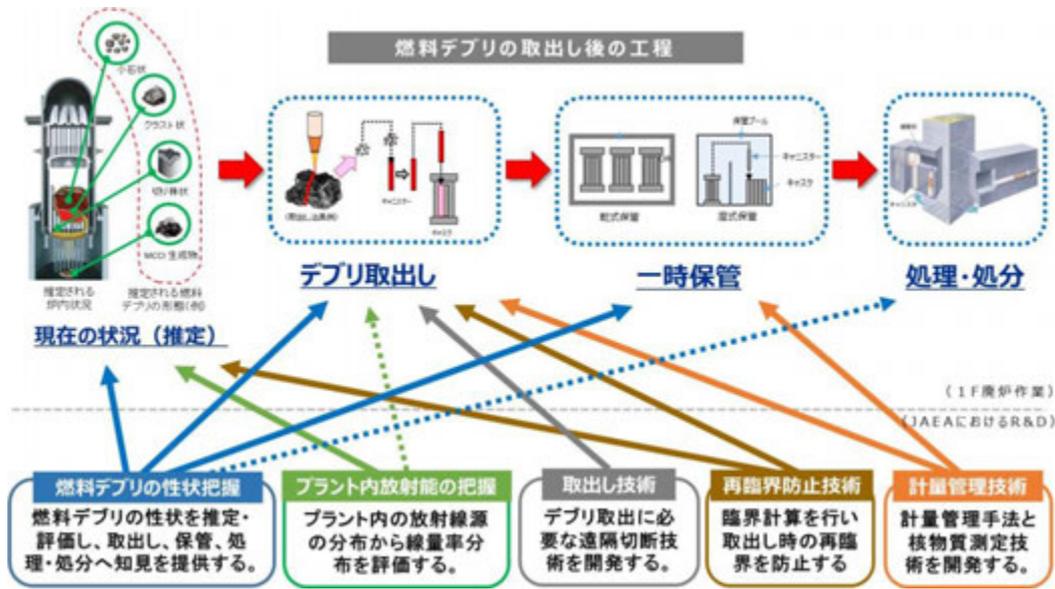


図1 燃料デブリ取出し及びその後の取り組みに関する技術開発の相関と全体イメージ

### 1. はじめに

福島第一原子力発電所(1F)の原子炉内には燃料要素や構造材等の様々な成分が複雑に熔融混合した燃料デブリが形成されており、その組成や形態は事故進展の状況により異なると推定されています。廃炉作業の最難関の課題である燃料デブリの取出しでは、発生している燃料デブリの特性(化学的特性、物理的特性、等)を把握することが一連の廃炉作業を円滑に進める上で重要な情報となります。

事故が発生した炉内は、非常に高線量なため安全な取出し工法や作業計画を検討するためには、プラント内の放射線源の分布と、これにより放出される放射線の線量率の分布をよく理解し、適切な放射線の遮蔽措置等を行うことで、作業者の安全性を確保する必要があります。

また、燃料デブリの取出し作業では、炉内状況やデブリ特性に合わせた適切な取出し工法や工具を選定すると共に、再臨界を防止するための臨界安全管理技術が必要です。更に、取出された燃料デブリに含まれる核物質を適切に管理するためには、従来の燃料集合体を一単位とする核物質計量管理に代る新たな核物質計量管理の方式が必要となります。原子力機構ではこれら課題に対して、様々な研究開発を実施しています。

### 2. 研究開発方針

原子力機構では、1Fの廃炉に向けて、政府、東電、NDF、IRID、大学、等と連携して、廃炉の各段階で必要となる研究開発を実施し、廃炉作業の早期完遂に向けて貢献して行きます。また、廃炉に関する基礎基盤研究

の強化を図り、30年～50年といわれる長期間の廃炉作業に必要な人材の育成に積極的に取り組んで行きます。研究を進めるにあたっては国内外の研究機関や大学との協力、連携を強化し、国内外の叡智の結集を積極的に行います。また、共同研究を促進し外部資金の獲得に努めて行きます。

### 3. 各研究計画と成果の反映先

1F廃炉作業のロードマップでは、炉内からの燃料デブリの取出し作業は2021年以降に計画されています[1]。そのため、原子力機構の研究開発については、1Fの廃炉作業計画と整合を図りつつ実施し、その成果を適宜、東電、NDF、IRID、等へ提供して行きます。本章では、以下の研究開発について概要を紹介します(図1)。

- ・燃料デブリの性状把握
- ・プラント内の線量分布の評価
- ・燃料デブリの取出し技術開発
- ・燃料デブリの再臨界防止技術開発
- ・燃料デブリの計量管理技術開発

#### (1) 燃料デブリの性状把握

廃炉作業計画を検討する上で、事故で発生している燃料デブリがどのようなものであるかを理解することが重要です。燃料デブリについては、過去にスリーマイル島原子力発電所(TMI-2)事故やチェルノブイリ原子力発電所事故等での燃料デブリに関する情報がありますが、1F事故で生じている燃料デブリの特性を正確に把握するためには、1Fに特有な影響を考慮する必要があります。また、これまでの1Fの炉内調査では、燃料デブリ

に係る直接的な情報は得られていないため、燃料デブリの状態を実験や解析等の手法を用いて科学的に推定する必要があります。原子力機構では、模擬デブリやTMI-2事故のデブリサンプル等を用いた実験的な検討を中心に、デブリの機械的、化学的、熱的な特性を取得しています。また、過酷事故(SA)研究や過去の事故情報、炉内状況把握プロジェクトによる炉内シミュレーション結果等を基に、熱力学的な解析手法を用いて1Fの燃料デブリの特性を推定しています。

なお、1Fでは燃料デブリがコンクリートと反応(MCCI)し複雑な生成物の生成が想定されます。それらの性状把握について、仏国、米国、独国、ウクライナ等の研究機関と国際協力を締結し、基礎研究の強化と国際的な叡智の結集を行っています。また、燃料デブリの取出しに備えて難溶性の燃料デブリの分析方法の開発にも努めています。

これらの研究は、IRIDと連携して、経済産業省の廃炉・汚染水対策事業費補助金(燃料デブリ性状把握・処置技術の開発)に係る補助事業として、評価委員会の指導を受けながら適切に進めています。研究の成果は、燃料デブリの取出し工法の検討、収納保管の設計、処理処分方法の検討、等へ反映して行きます。

## (2) プラント内の線量分布の評価

事故が発生した1F炉内は現在でも非常に高線量であり、廃炉作業時の作業員の安全を確保するためには適切な放射線管理が必要です。そのため、プラント内の放射能分布を十分に理解し廃炉作業計画を構築する必要があります。このためにはプラント内の放射線源の分布と、これにより放出される放射線の線量率分布を把握する必要があります。しかし、現状では格納容器や圧力容器内の線源強度を広く測定することは困難な状況にあります。

原子力機構では、様々な計算技術を駆使すると共に東電やIRIDで実施されているロボット等を使った1F炉内の線量率の実測値を利用すると共に、SA研究等から得られる最新の知見を利用することで、最も確からしい1F炉内の線源分布と線量率分布を評価する手法を開発します。

本研究は国内外(英国等)の研究機関や大学とも連携し、積極的に外部資金を獲得すると共に共同研究等により研究の加速化、高度化を図って行きます。本成果は東電、NDF、IRID等と連携して1F廃炉作業計画に反映して行きます。

## (3) 燃料デブリの取出し技術開発

1F炉内から、炉内構造物や燃料デブリを安全に取出すためには、炉内の損傷状況やデブリ状況に応じて適切な取出し方法を選定する必要があります。損傷した原子炉内は、燃料デブリや構造物材等が混合した複雑な状態が

想定されるため、従来の解体工法では困難が予想されます。そのため、燃料デブリや炉内構造物を効果的に切断・回収する新しい技術が必要となる可能性があります。

原子力機構では、これまで開発してきた原子力施設の廃止措置等に係る各種の切断・遠隔技術開発の成果を基に、燃料デブリの取出しや事故後の原子炉の解体技術として、プラズマ切断、ウォータージェット切断、レーザー切断等を用いた新しい切断技術の開発を実施しています。また、遠隔操作に関する技術、燃料デブリの回収技術についても開発を進めています。本研究の成果は、1Fの燃料デブリ取出しや廃止措置作業への提案。助言としてまとめて行きます。

## (4) 燃料デブリの再臨界防止技術開発

1Fの炉内では燃料が溶融しており、本来の臨界を適切に管理する手法が喪失されています。このため、燃料デブリの取出し等の作業時の安全を担保するためには、再臨界を確実に防止するための技術が必要となります。原子力機構では、これまでに培った臨界計算や使用済み核燃料同位体組成評価の手法を活かして、燃料デブリに対する再臨界を防止する技術開発を行っています。そのためBWR燃料集合体を対象とした国際燃焼計算ベンチマーク計算をOECD/NEA原子力科学委員会に提案して実施してきました。その結果得られた最新の核データ及び計算手法で得られる燃焼後のBWR燃料の組成評価誤差が、最小臨界量の計算値に対して与える不確かさ(誤差)の評価等を実施しています。これらの成果は、1Fの燃料デブリ取出し時の臨界安全評価に活用して行きます。

## (5) 燃料デブリの計量管理技術開発

1Fの炉心から取出される燃料デブリの核物質を適切に把握するためには、1Fに適した、新たな核物質計量管理が必要となります。原子力機構では、燃料デブリ中の核物質を管理する計量管理手法と核物質量を測定・評価する技術開発を進めています。研究の進め方としては、米国、IAEA、東電、NDF等と連携して1Fに適した計量管理技術の構築を図って行きます。

燃料デブリ中の核物質量を測定・評価する技術については、候補技術の調査を米国の国立研究所等と共同研究を締結して実施しています。また、計量管理手法については、TMI-2等の過去事例を参考にして、燃料デブリの取出し方法の検討などの1Fの廃止に係る情報を基に実行的な計量管理手法を検討しています。

燃料デブリ中の核物質量を測定する技術については、今後検討が進み具体的な仕様等が明らかになると予想されている収納容器や取出し方法に関する最新の情報を用いて、測定シミュレーション等により燃料デブリ測定への適合性・実現性を確認しています。

また、取出した燃料デブリが長期間に渡って適切かつ効率的に管理されるように、IAEA保障措置の実施も考慮した計量管理手法を検討して行きます。

本研究は、平成25年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」に係る補助事業の一環として、原子力機構が技術研究組合国際廃炉研究開発機構(IRID)の一員として実施した研究成果を含むものである。

《参考文献》 ・ N. Kaji, "Current Status of Research and Development Program for Characterizing Fuel Debris at Fukushima Daiichi NPS by JAEA", Global 2013, Salt Lake City, US, Sept. 29-Oct. 3 (2013).

・ T. Washiya, "Characterization of Fuel Debris Properties for Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Stations", WRFPM2014, Sendai, Japan, Sep14-17 (2014).

《引用文献》 [1] 廃炉・汚染水対策関係関係等会議, 「東京電力(株)福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」, 平成27年6月12日, 第8回 廃炉・汚染水対策福島評議会(2015)

# 2-1 燃料デブリとはどのようなものかを理解する(1)

## — 燃料デブリの取出しに必要な物性値の検討 —

環境技術開発センター 福島技術開発試験部 研究開発第2課 岡村 信生、星野 貴紀、池内 宏知、鈴木 誠矢

燃料デブリの取出し作業は、放射線の影響により極めて過酷な環境下で行われるため、作業員の被ばく量の低減の観点から綿密なスケジュールを立案して実施しなければならず、使用する装置に関しては現場での試行錯誤をしなくても済むように技術的に確立していることが要求されます。そこで、TMI-2 事故への対応時と同様にこれらの装置については、事前に燃料デブリとの相互作用を再現できる非放射性の材料（コールド模擬デブリ）を用いたモックアップ試験が予定されています。

ここでは、TMI-2 での経験から重要視されている機械式取出し機器の1つであるコア・ボーリング装置に着目し、その性能に影響を及ぼすことが想定される加工対象の機械的性質について、炉心燃料を主成分とした酸化物の燃料デブリに近い特性を有していると考えられる市販の非放射性の材料を利用して加工性との相関関係を評価しました。更に、コンピュータによる解析の結果、燃料デブリの金属相の中に存在が示唆された鉄とジルコニウムの合金である Fe<sub>2</sub>Zr を作製して機械的性質の評価を行い、コールド模擬デブリの選定に必要な物性値を取得しました。Fe<sub>2</sub>Zr を取上げた理由は、合金材料の中で非常に硬い Laves 相を形成しますが、これに関する機械的性質を調査した文献が少ないためです。

### (1) 加工性と機械的性質の関係評価

コア・ボーリング装置の性能に影響を及ぼす機械的性質としては、硬さ、弾性率、破壊靱性、熱特性（密度、比熱、熱伝導率の関数）が考えられます。しかし、工具を保護する観点から加工中は十分な冷却が行われるため、熱特性を除く3つについて評価しました。

昨年度までの検討では、「切削」という工具と加工対象のミクロな相互作用に着目し、加工装置として旋盤を使用していました。ここでは、装置の運転条件への影響を把握するために、コア・ボーリング装置とほぼ同じ方法で加工することができるグライディングセンタを選択しました。実際に加工する工具は、直径が 5mm の円筒状で、その先端から 10mm 程度の部分はダイヤモンドの砥粒と金属 (Cu-Sn 系) の結合材を焼結させたものとなっています (図 1)。加工時には、中心の穴を通して冷却液を供給します。回転させながら材料に押し込んで加工するため、加工装置への負荷はトルクと推力の形で現れます。

比較する対象以外の物性値がなるべく同じとなるように選別した材料を用いて評価したところ、推力は硬さと弾性率に対して相関関係があることが分かりました (図 2)。また、破壊靱性については推力よりもトルクと強い相関関係が見られました (図 3)。破壊靱性が高いということは、切り屑が削り取られる際に粘ることにより加工



図 1 グライディングセンタの加工工具  
加工条件は、回転数 4000min<sup>-1</sup>、送り速度 6mm/min です。

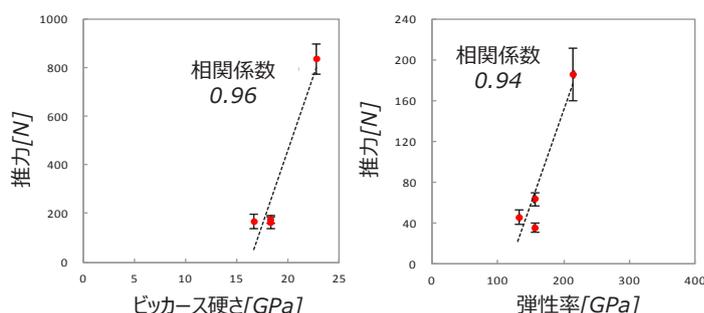


図 2 機械的性質(硬さと弾性率)と推力の関係  
硬さは3種類のアルミナと炭化珪素、弾性率はチタニア、ジルコニア、フォルステナイト、NEXCERA を用いて比較しました。

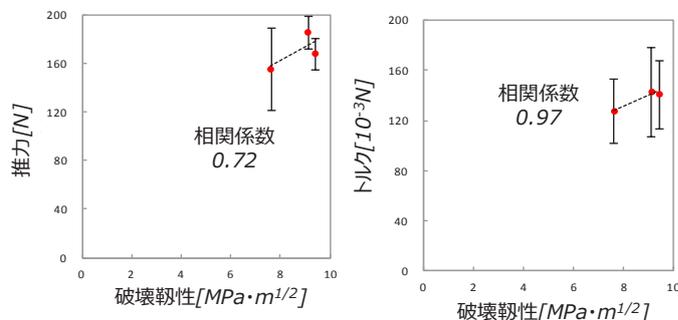


図 3 機械的性質(破壊靱性)と推力及びトルクの関係  
破壊靱性は、3種類のジルコニアを用いて比較しました。トルクは推力と同様に、硬さ、弾性率とも相関を示していました。

方向 (この場合は回転方向) に対して大きな負荷を生じさせることとなります。これは、炉内に多く存在することが予想されるジルコニア系の酸化物に対して、安全側に評価を行うためにより硬いアルミナ等を用いて試験を実施したとしても、押し込み力 (推力) への影響は再現できるが削り取る力 (トルク) については考慮できないということを示唆しています。コールド模擬デブリの材料選定では、これら物性値をバランス良く再現する必要があります。

### (2) Fe<sub>2</sub>Zr 系材料の機械的性質評価

燃料デブリは主に酸化物と金属で構成されているため、それぞれの体表的な性質を抑えておくことで、大雑

把にはコールド模擬デブリの材料選定を行うことができます。しかし、Laves 相を形成する  $\text{Fe}_2\text{Zr}$  系の物質は硬く、一般的な金属とは大きく性質が異なる可能性があります。そこで、Laves 相が存在する範囲で鉄とジルコニウムの割合を変えた試料を作製して機械的性質を評価しました。

具体的には、 $\text{Fe}/\text{Zr}$  の比を 1.9 ~ 2.7 まで変化させたもの、更に、同比が 2.0 でジルコニウムと置換することが知られているウランを 3 ~ 5at% 混ぜたものを 1750 ~ 2000°C で溶融させました。最終的に一部のウランは偏析しており、固溶したのは 1 ~ 2at% でした。分析のために切断した図 4 に示す試料の状態から、 $\text{Fe}/\text{Zr}=2.7$  の試料では鉄の増加に伴い金属光沢が消えて内部に欠陥が増えたことが分かります。これについては、電子顕微鏡により  $\text{Fe}/\text{Zr}$  の比が 30 に近い網目状の組織が観察されました。また、ウランを含んだ試料には多くのひびがあり、切断時に振動により細かく砕けたものもありました。

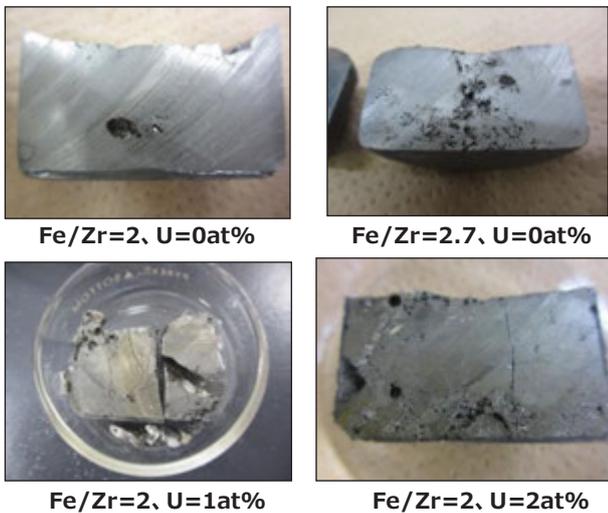


図 4 試料の切断面

X 線回折により、全ての試料で主成分が  $\text{Fe}_2\text{Zr}$  であることを確認しました。

硬さについては、鉄が増加することに従い若干減少する傾向が見られたものの、大きな変化はありませんでした。弾性率と破壊靱性は、鉄の割合と共に増加することが確認されました(図 5)。ウランを含んだ試料は、ひび等の内部欠陥が多く、超音波を利用した方法では弾性率が測定できませんでした。そのため、破壊靱性については具体的な数値を得ることはできませんでしたが、硬さを測定する際の亀裂が進展しにくかったことから、大きくなっているものと推察されます。これより切断時に試料が破損した理由は、冷却の際に発生した多くのひびに因るものと考えられます。

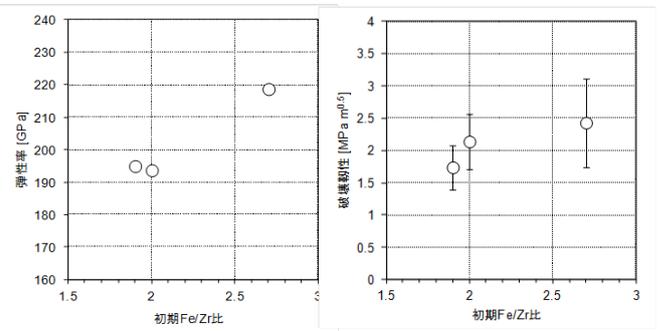


図 5  $\text{Fe}/\text{Zr}$  比と機械的性質の関係

最後に硬さ、弾性率、破壊靱性に関して、 $\text{Fe}_2\text{Zr}$  と他の代表的な燃料デブリの成分でできた材料との間で比較をして見ました(図 6)。金属としては、被覆管材料である  $\text{Zry-2}$  と構造材の多くを占める SUS を選択しました。また、酸化物としては、燃料である酸化ウランと被覆管が酸化してできたジルコニアの固溶体以外に、燃料デブリが溶け落ちてコンクリートと反応してできるカルシウムを含んだものを対象にしました。何れの物性値においても、Laves 相を形成した  $\text{Fe}_2\text{Zr}$  は金属よりも酸化物に近い特徴を示しており、燃料デブリの金属相の中で  $\text{Fe}_2\text{Zr}$  が共存していることが想定される領域のコールド模擬デブリの選定では、1 種類の金属材料で代表させるだけでは再現できない事象がある可能性が明らかになりました。

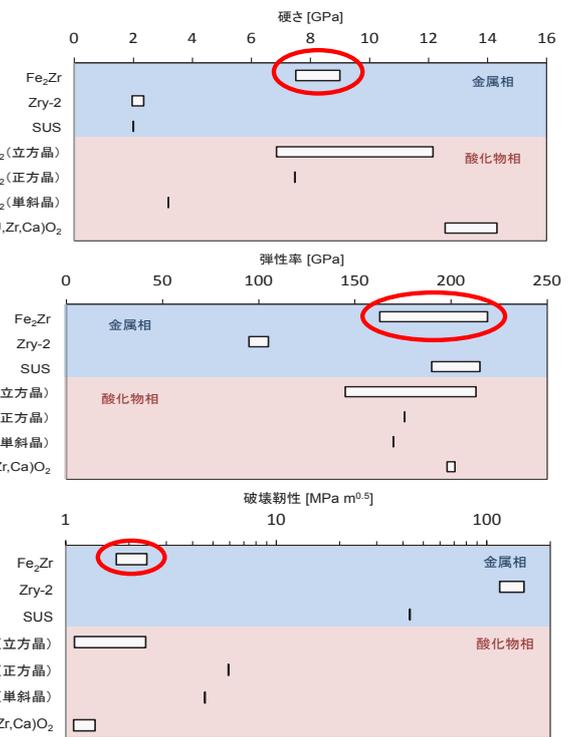


図 6  $\text{Fe}_2\text{Zr}$  系材料の機械的性質の特徴

本研究は、平成 25 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」に係る補助事業の一環として、原子力機構が技術研究組合国際廃炉研究開発機構 (IRID) の一員として実施した研究成果を含むものである。

- 《参考文献》
- ・技術研究組合 国際廃炉研究開発機構、" 経済産業省委託事業 平成 25 年度発電用原子炉等廃炉・安全技術基盤整備事業 (燃料デブリ性状把握・処置技術の開発) 報告書 "、p.8-88 (2014)。
  - ・技術研究組合 国際廃炉研究開発機構、" 平成 25 年度「廃炉・汚染水対策事業費補助金 (燃料デブリ性状把握・処置技術の開発)」に係る補助事業 報告書 "、p.3-3、3-5 (2015)。
  - ・星野ほか、" 燃料デブリの性状把握 (27'A) ; (2)  $\text{Fe}_2(\text{Zr},\text{U})$  の機械的性質評価 "、日本原子力学会 2015 年秋の大会予稿集、G32 (2015)。

## 2-2 燃料デブリとはどのようなものを理解する(2)

### — 炉心溶融物とコンクリートの反応生成物 —

廃炉国際共同研究センター 燃料デブリ取扱技術開発グループ 高野 公秀 須藤 彩子  
原子力科学研究所 福島技術開発試験部 実用燃料試験課 小野澤 淳

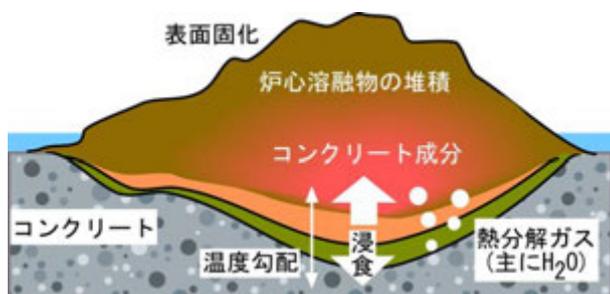


図1 MCCI 進展時の堆積物内部のイメージ

堆積した炉心溶融物表面はすぐに冷えて固まりますが、内部は冷えにくく崩壊熱もあるため、下方のコンクリートを溶かしながらゆっくりと冷えて固まると推測されます。コンクリートと溶融物の界面では、2000°C前後の温度勾配があります。

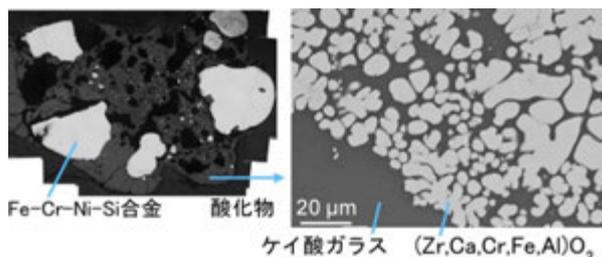
損傷した原子炉圧力容器から高温の炉心溶融物が流下し、格納容器底部のコンクリートを溶かしつつ反応することを Molten core-concrete interaction (MCCI) と言い、その結果冷えて固まった堆積物を総称して MCCI 生成物と呼びます。1F では、1～3号機で程度の差はあるものの、炉心燃料のかなりの部分が溶けて格納容器底部に流下し、多量の MCCI 生成物が堆積していると推測されます。

炉心溶融物を構成する主要な材料は、燃料の酸化ウラン ( $\text{UO}_2$ )、燃料被覆管及びチャンネルボックスのジルカロイ合金 (主に Zr)、制御棒のステンレス鋼 (SUS: 主に Fe, Cr, Ni) 及び炭化ホウ素 ( $\text{B}_4\text{C}$ ) などです。一方、コンクリートはセメントに砂と砂利(骨材)を混ぜ、水を加えて練り固めた物で、主要な成分は  $\text{SiO}_2$ ,  $\text{CaO}$ ,  $\text{Al}_2\text{O}_3$  等の酸化物です。高温になったコンクリート中では、1200°C前後でセメント成分が溶け始め、ガラス状の溶融物になります。炉心溶融物と溶けたコンクリートが混ざり合い、冷えて固まった際に、どのような化合物が生成し、それらがどの様に入り交じっているかという情報は、MCCI 生成物を確実に取出し、安全に保管・管理する方策を検討する上で重要です。ここでは、実験室規模で U を含んだ模擬の MCCI 生成物を作製し、その性状を調べて取出し技術の開発に貢献することを目的としています。

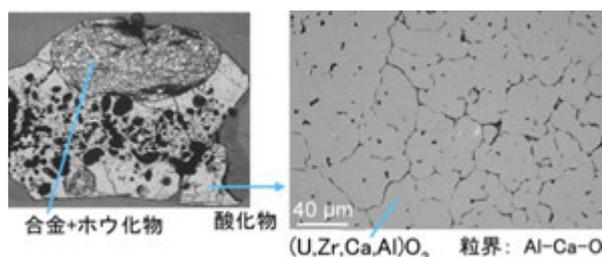
図1は、コンクリート上で MCCI が進展している際の内部のイメージを表したものです。溶けたコンクリートの成分は堆積物内部の溶融部分に次第に移行すると共に、炉心溶融物とコンクリートの界面付近では、非常に大きな温度勾配があるため、深さ方向の到達温度の違いによって異なる生成物の階層構造ができていく可能性があります。堆積物内部の状態を模擬するため、炉心材料とコンクリートの混合物を、アーク溶解という手法により均熱溶融・固化した試料を作製しました。一方、大き



(a) アーク溶解時の様子



(b) コンクリート/Zr 混合比の大きい試料の断面



(c) コンクリート/Zr 混合比の小さい試料の断面写真

図2 アーク溶解による模擬 MCCI 生成物作製時の様子(a)と試料断面観察像(b), (c)

(a) 左: 炉心材料とコンクリートの混合物成形体、中央: 溶融直後の様子、右: 冷却・固化後。(b) 金属 Zr に対してコンクリートが多い場合には、酸化物部分にケイ酸ガラスが生成。(c) コンクリートに対して金属 Zr が多い場合には、 $\text{SiO}_2$  が全量還元されて Fe-Cr-Ni-Si-Al-Zr-U 系の種々の合金が生成。

な温度勾配のある界面付近の階層構造を調べるため、コンクリート片の上に置いた炉心材料の混合物を、集光加熱という手法で局所溶融させた後に冷却・固化しました。以下、2種類の方法で作製した模擬 MCCI 生成物中の断面の化合物と組織(混じり具合)を調べた結果について説明します。

#### (1) 炉心材料とコンクリートの均熱溶融部の反応生成物

コンクリート、 $\text{B}_4\text{C}$ 、SUS、Zr、 $(\text{U,Zr})\text{O}_2$  ( $\text{UO}_2$  と  $\text{ZrO}_2$  の混合酸化物)の各粉末を種々の組成で混合した成形体を、アルゴン雰囲気下でアーク溶解により溶融・固化し、その断面を観察すると共に元素分析により化合物を特定しました。アーク溶解前後の試料の外観写真を図2(a)に示します。

図 2 (b) は、コンクリート /SUS/Zr を重量比 30/50/20 で混合した際の熔融固化物の断面写真です。コンクリートが脱水する際の水分と、Zr がコンクリート中の  $\text{SiO}_2$  を還元するため、Zr は全て酸化され、 $(\text{Zr}, \text{Ca}, \text{Cr}, \text{Fe}, \text{Al})\text{O}_2$  で表される二酸化物がコンクリート由来のケイ酸ガラス中に析出している他、ガラス中への溶解度を越えた  $\text{Fe-Cr-O}$  系酸化物も析出しています。金属部分は、元のステンレス鋼組成に比べて、コンクリート由来の Si の含有量が増えています。一方、図 2 (c) は、コンクリート / $\text{B}_4\text{C}/\text{SUS}/\text{Zr}/(\text{U}, \text{Zr})\text{O}_2$  を 20/1/10/30/39 で混合した際の熔融固化物の断面写真で、前者の試料に比べてコンクリート /Zr 比を意図的に小さく (Zr を多く) した物です。その結果、コンクリート由来の  $\text{SiO}_2$  は全て還元され、金属質部分には SUS 成分に加えて、Si, Al, Zr, U を含んだ種々の合金相が生成していると共に、 $\text{B}_4\text{C}$  からは  $\text{ZrB}_2$  で表されるホウ化物が析出しています。酸化物部分には、 $(\text{U}, \text{Zr}, \text{Ca}, \text{Al})\text{O}_2$  で表される二酸化物の他、その結晶粒界には、コンクリート由来の  $\text{Al-Ca-O}$  系の酸化物ができています。

これらのことから、MCCI 生成物中の金属質部分にできる相は、コンクリート成分と強力な還元力を持つ金属 Zr との混合比が大きく影響することが分かりました。言い換えれば、炉心熔融物中に未酸化の金属 Zr 成分がどの程度含まれていたかが重要な因子となります。

## (2) 温度勾配下での生成化合物の階層構造

図 3 (a) は、 $\text{B}_4\text{C}/\text{SUS}/\text{Zr}/(\text{U}, \text{Zr})\text{O}_2$  を重量比 1/9/10/80 で混合した成形体をコンクリート上に置き、アルゴン気流中、集光加熱により表面で炉心材料とコンクリートが

ともに溶けて混ざり合う様子を示した一連の写真です。高温になったコンクリートからは水分がガスとして放出されるので、表面の熔融物は沸騰しているかのように泡立ちます。図 3 (b) は、冷却固化後の試料を縦に切断した断面写真と、到達温度による階層構造のイメージを表したものです。図中の到達温度は、コンクリートのみを種々の温度で熔融させた試料の断面組織や、 $\text{UO}_2\text{-SiO}_2$  系及び  $\text{ZrO}_2\text{-SiO}_2$  系状態図などの情報を元に推測したものです。最も高温になる上方 (図 3 (b) ①) では、コンクリートが溶けてできたケイ酸ガラス中に  $(\text{U}, \text{Zr}, \text{Ca})\text{O}_2$  で表される二酸化物がミクロンサイズで析出しています (図中拡大像)。この層には、冷却過程で閉じ込められた水分の大きな気泡の痕も見られます。また、図 3 (b) ①と図 3 (b) ②の層のガラス中には、U 酸化物が少量溶け込んでいることも分かりました。図 3 (b) ③の層は、骨材中の  $\text{SiO}_2$  が未熔融のまま残った、コンクリートの非均質熔融部分で、ここより下部の層には U は含まれていません。図 3 (b) ④の層は、断面写真中で下半分に広く見られる、セメント成分が黄土色に見える部分で、脱水により脆くなったコンクリートの層です。指で強くつまむと崩れる程に強度を失っています。以上のことから、炉心熔融物とコンクリートの界面付近における温度勾配下での階層構造イメージを構築し、U の化学形や浸透深さに関する知見を得ることができました。

堆積した MCCI 生成物の取出し時のことを考えると、U が含まれる図 3 (b) ①～③の層を回収することはもちろんですが、取出し作業時には脆くなった図 3 (b) ④の部分に汚染水が容易に浸透することが予想されますので、この部分も削り取る必要があると考えます。

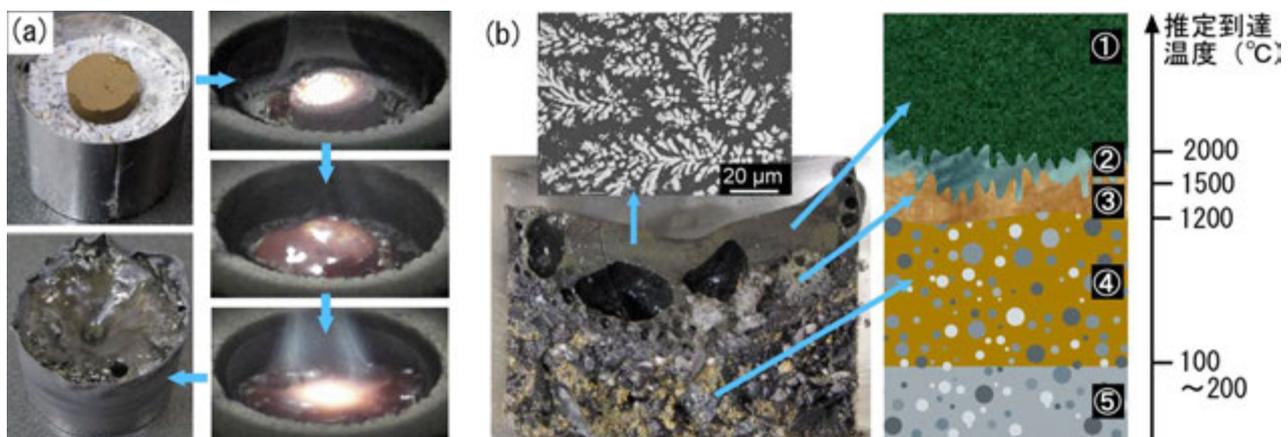


図 3 集光加熱による模擬 MCCI 実験の様子 (a) と加熱後の試料断面写真及び階層構造イメージ (b)

- (a) コンクリート上の炉心材料混合物 (直径 10 mm) にランプ光を集光し、炉心材料とコンクリートを熔融させます。
- (b) 階層構造イメージ中、①はガラス中に  $(\text{U}, \text{Zr}, \text{Ca})\text{O}_2$  が析出した部分 (約 2000°C 以上)、②はガラス部分、③はコンクリートの熔融が不完全で骨材の  $\text{SiO}_2$  が溶け残った部分 (1200~1700°C)、④はコンクリートの脱水・熱分解により脆くなった部分 (約 1200°C 以下)、⑤は概ね健全なコンクリート部分。①と②のガラスには U 酸化物が少量溶け込んでいます。

本研究は、平成 25 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」に係る補助事業の一環として、原子力機構が技術研究組合国際廃炉研究開発機構 (IRID) の一員として実施した研究成果を含むものである。

- 《参考文献》 ・高野公秀, 小野澤淳, 須藤彩子, " 模擬 MCCI 生成物の調製と性状評価 (1) アーク溶解による熔融固化試料中の生成相と微小硬さ ", 日本原子力学会 2015 年春の年会予稿集 B36 (2015).
- ・須藤彩子, 小野澤淳, 高野公秀, " 模擬 MCCI 生成物の調製と性状評価 (2) コンクリートの界面付近の性状 ", 日本原子力学会 2015 年春の年会予稿集 B37 (2015).

## 2-3 燃料デブリとはどのようなものを理解する(3)

### — 溶融燃料に含まれる Gd 及び Fe の特性評価 —

プルトニウム燃料技術開発センター 燃料技術開発課 赤司 雅俊、廣岡 瞬、渡部 雅、森本 恭一、加藤 正人

原子力機構においてはこれまで燃料ペレットが溶融し、酸化した燃料被覆管が溶け込んで固溶してできた溶融固化物 (U,Zr)O<sub>2</sub> に着目して試験を実施してきました。

1F の炉心には、中性子吸収材として核分裂を制御する目的で Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub> を含む UO<sub>2</sub> 燃料が装荷されていました。TMI の溶融事故を起こした炉心には、Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub> を含有した燃料は含まれていないことから、それらの燃料が含まれた燃料デブリに関するデータは世界的にも存在していません。Gd は、中性子吸収材として核分裂を抑制する効果があります。溶融燃料内での Gd の再分布状態によってはデブリ取出し作業における溶融燃料の再配置による再臨界への懸念から、再臨界に達する懸念があります。そのため、溶融燃料内の Gd の分布状態の把握も極めて重要な課題です。

一方で、燃料デブリの中には被覆管だけでなく炉内構造材等が溶解してできたデブリも存在すると考えられます。炉内構造材はステンレス製であるため、その主成分である Fe が燃料デブリに多く含まれている可能性があります。ここで金属 Fe と酸化物 UO<sub>2</sub> は固溶体を形成しないことが知られており、燃料デブリには Fe と UO<sub>2</sub> が主成分となる金属デブリと酸化物デブリとして巨視的には別々の状態で存在すると考えられます。しかし、溶融状態においてはごく一部ではありますが Fe と UO<sub>2</sub> は互いに溶解するため、溶融固化物中には Fe が一部溶解し、存在している可能性があります。

そこで本研究では Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub> と (U,Zr)O<sub>2</sub> 調製した Gd 含有模擬デブリを用いて、不定比性を示す U-Zr-Gd-O 系のデブリに対する O/M の影響を調査しました。また、Fe と (U,Pu,Zr)O<sub>2</sub> から調製した Fe 含有模擬デブリを用いて、模擬デブリ中の Fe の状態を評価し、溶融燃料内に存在している Fe について推定するため、Fe の溶融挙動について考察しました。

#### (1) Gd 含有模擬デブリの特性評価

まず、溶融燃料内の Gd の分布状態に関する知見を得るため、Gd 含有模擬デブリ中に含まれる Gd の分布状態について調査しました。図 1 に示す EPMA による試料断面の組成分析結果から、Gd 含有模擬デブリは、溶融後の試料には U,Zr,Gd の各元素の濃度が異なる 2 相が存在することが確認できます。EPMA の分析結果では 2 相内での濃度差は非常に小さく、2 相は全体的に分布していることから、マクロな視点で見れば、ほぼ均質であると言えます。O/M の違いによっても Gd が偏った場所に集中して存在していることはないと考えられ、この組織観察結果から、今回の試験条件においては再臨界に影響するような Gd の偏析がない見通しが得られました。

続いて、熱伝導率の測定を行いました。図 2 にその結

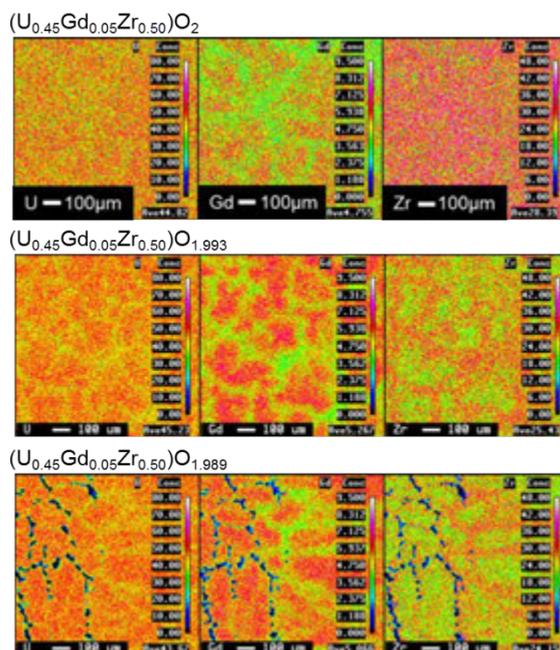


図 1 溶融後試料の EPMA による面分析結果

測定元素は左から順に U, Gd, Zr となっています。各元素で濃度が異なる 2 相が存在していますが、マクロな視点で見れば、ほぼ均質であると言えます。

果を示します。Gd 含有模擬デブリの熱伝導率は UO<sub>2</sub> や ZrO<sub>2</sub>[3] の熱伝導率よりも低く、(U,Gd)O<sub>2</sub>[1] や UO<sub>2</sub>-50%Zry の熱伝導率 [2] と比較しても低くなりました。O/M の違いによって熱伝導率が変化しましたが、その影響については、Zr や Gd の含有による影響よりも小さいことが分かりました。

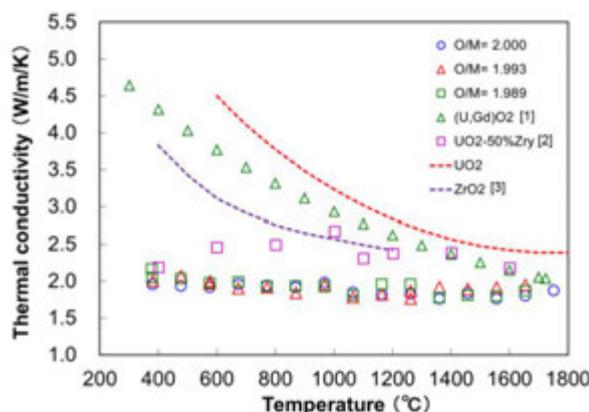


図 2 Gd 含有模擬デブリの熱伝導率の温度依存性

Gd 含有模擬デブリの熱伝導率は 2.0 W/m/K 付近で変化しています。UO<sub>2</sub> の熱伝導率が今回用いた試料の中で最も高いですが、Zr や Gd が含有すると熱伝導率が大きく低下しました。

#### (2) Fe 含有模擬デブリの特性評価

Fe 含有模擬デブリはあらかじめ調製した (U,Pu,Zr)O<sub>2</sub> 溶融体と鉄試料を共に溶融させることにより調製しました。得られた試料の切断面における金相画像を図 3

に示します。黒色相は試料断面上に存在する空隙であるため、今回作製した試料には灰色相及び白色相の2種類の相が存在していることになります。

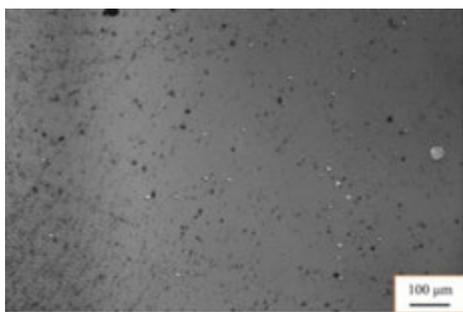


図3 金相画像  $(U_{0.46}Pu_{0.04}Zr_{0.50})O_2 + 9.0 \text{ mol}\%Fe$   
黒色相、灰色相及び白色相の3種類の相が確認できます。

灰色相及び白色相の組成について分析するため、EPMAによる試料の面分析(図4)及びX線回折による結晶構造評価(図5)を行いました。図4より試料断面はU, Pu, Zrを主成分とする相が支配的であることが分かります。また、全体的にFeが10μm以下の粒状体として分散していることが確認されました。図5より各試料で正方晶単相のピークが観察されました。これはIRIDより報告された $(U_{0.46}Pu_{0.04}Zr_{0.50})O_2$ のピークとほぼ一致していることが分かります。今回得られた試料は酸化物相として $(U_{0.46}Pu_{0.04}Zr_{0.50})O_2$ が存在し、金属相としてFeが全体的に点在していることが分かりました。

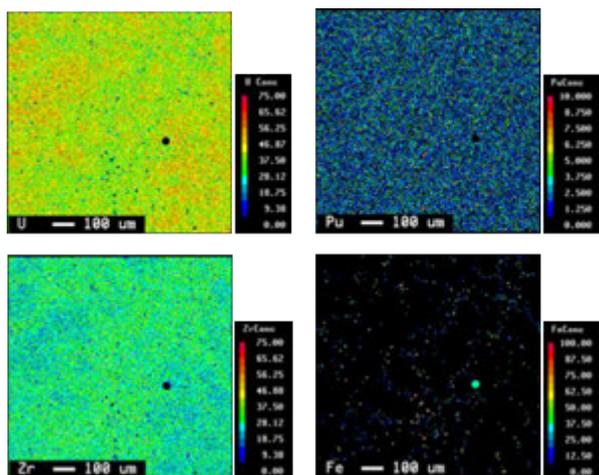


図4 EPMA 測定結果

測定場所は図3に示す金相画像右側です。測定元素は左上、右上、左下、右下の順にU, Pu, Zr, Feとなっています。

今回観察されたFe含有模擬デブリの相状態について、その生成過程は図6のような順序であると考えられます。まず、Fe成分と $(U,Pu,Zr)O_2$ は加熱により共に溶解し、均質な熔融体が生成されます(図6-①)。その後、

試料は冷却により熔融体の一部が凝固し始めます(図6-②)。溶解していたFe成分は $(U,Pu,Zr)O_2$ と固溶体を形成しないため、Feに比べ融点の高い $(U,Pu,Zr)O_2$ 相の凝固が進むことになり、Fe成分は液相に取り残されます(図6-③)。分離した熔融状態のFe成分は、Fe成分の融点以下まで冷却されて凝固し(図6-④)、最終的にFe成分は $(U,Pu,Zr)O_2$ 相中において粒状に点在した(図6-⑤、図3)と考えられます。

と考えられます。

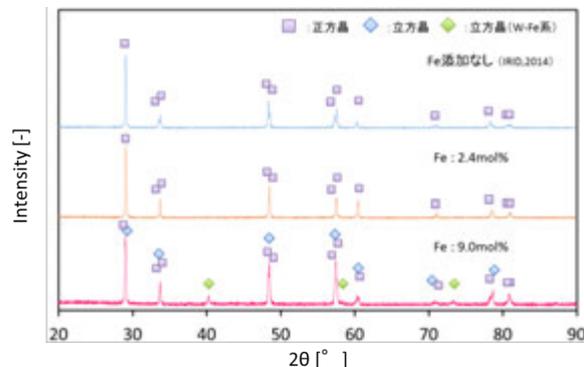
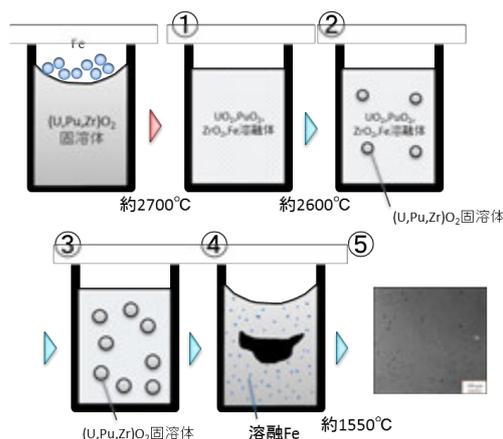


図5 X線回折測定結果

Feの添加量の増加によらず、同じような正方晶のピークが観測されました。これはFeに対する固溶限が非常に低く、Feと酸化物相の反応が生じても酸化物相組成はほとんど変化しなかったためと考えられます。



### (3) 測定した特性値の反映

デブリの解体、取出し、保管作業を安全にかつ効果的に行うには、対象のデブリについて、機械特性や熱特性、デブリの相状態を把握することが必要不可欠です。今回測定したデータは燃料デブリの取出し工具の選定や、燃料デブリの内部状態等の評価に反映していく計画です。

本研究は、資源エネルギー庁からの委託事業として技術研究組合国際廃炉研究開発機構(IRID)が受託しその組合員である原子力機構が実施した「平成25年度発電用原子炉等廃炉・安全技術基盤整備事業」の成果及び平成25年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」に係る補助事業の一環として、原子力機構がIRIDの一員として実施した研究成果を含むものである。

《参考文献》・森本恭一ほか、「燃料デブリの性状把握(27'A);(4) Gdを含有する模擬デブリの物性評価」, 日本原子力学会2015年秋の大会予稿集, G34(2015).

・赤司雅俊ほか、「燃料デブリの性状把握(27'A);(5) (U,Pu,Zr)O2固溶体と金属Fe熔融固化物の相状態評価」原子力学会2014年秋の年会予稿集, G35(2015).

《引用文献》[1] M. Hirai, et al., "Thermal Diffusivities and Thermal Conductivities of  $UO_2-Gd_2O_3$ ", *J. Nucl. Sci. Technol.* **28**, 995 (1991).

[2] M. Kato, *MRS Online Proceedings Library* **1444**, 91 (2012).

[3] V. Sobolev, *J. Nucl. Mater.* **352**, 300 (2006).

## 2-4 燃料デブリとはどのようなものかを理解する(4)

### — 過去の大型試験サンプルを利用したコンクリートとの反応生成物の調査 —

廃炉国際共同研究センター 燃料デブリ取扱技術開発グループ 北垣 徹、矢野 公彦、荻野 英樹  
 廃炉国際共同研究センター 燃料デブリ取扱・分析ディビジョン 鷲谷 忠博

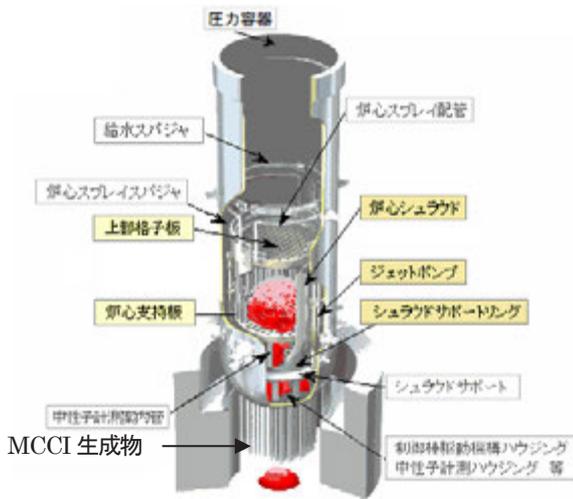


図1 破損した原子炉圧力容器イメージ

溶融した燃料は圧力容器下部に移動し、圧力容器を貫通して下部の格納容器内コンクリート床面上に落下したと考えられている。

1F1 及び 1F3 では、圧力容器内で燃料の大部分が溶融し、溶融した燃料は圧力容器を貫通して格納容器内のコンクリート床面上に広がったと考えられています。(図1) この際、溶融した燃料はコンクリートと反応 (MCCI: Molten Core Concrete Interaction) し、MCCI 生成物と呼ばれる溶融燃料とコンクリートの混合物となったと考えられています。この MCCI 生成物を取り出し装置で取出すためには、その性状や硬さ等の性質を把握することが重要です。

しかし、国内では過去に MCCI 関連の実験を実施した経験はなく、MCCI 生成物に関する知見が不足していたため、MCCI の大型試験装置 (図2) を用いた豊富な試験実績を有するフランス原子力・代替エネルギー庁 (CEA) と協力し、過去の大型試験サンプルを分析することで、MCCI 生成物の性状や硬さ等の性質を評価しました。

#### (1) 東京電力福島第一原子力発電所事故に条件が近いと考えられる試験サンプルの選定<sup>[1]</sup>

1F の MCCI 生成物の性状や性質を評価するには、1F に比較的近い条件で実験が行われた試験サンプルの分析を行うことが有効と考えられます。CEA ではコンクリートや溶融燃料の組成等をパラメータとした実験が実施されており、試験条件によってコンクリートがどれだけ模擬溶融燃料によって浸食されたか異なります。このため、1F のコンクリート浸食速度や形状、性状の変化等を CEA が開発したシミュレーションコード TOLBIAC-ICB を用いて図3に示す様に推定し、1F と溶融燃料や

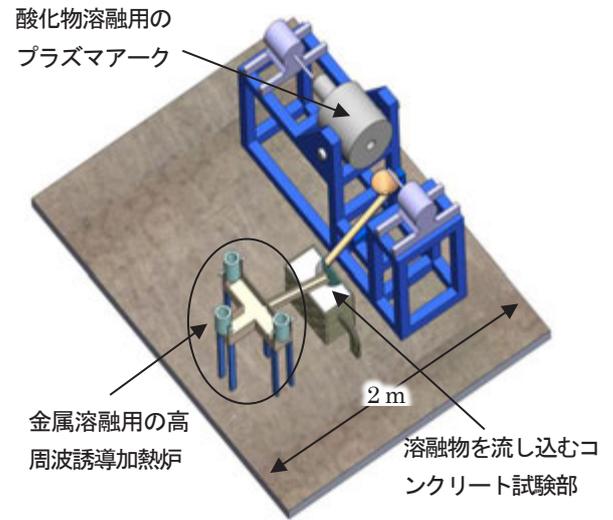


図2 フランス CEA の大規模 MCCI 試験装置

回転式のプラズマアーク炉により酸化物を、高周波誘導加熱炉により金属を溶融させ、中央のコンクリートに流し入れる。

コンクリートの組成、コンクリートの浸食挙動が比較的近い試験を選定し、その試験サンプルを分析しました。図4は試験条件であるコンクリート中の  $\text{SiO}_2$  の割合を横軸、溶融燃料中の  $\text{ZrO}_2/\text{UO}_2$  比を横軸に表して過去の CEA の試験条件を整理し、1F の条件と比較したものです。この図と 1F のシミュレーションによるコンクリートの浸食挙動の解析結果から、1F の MCCI 生成物は VBS-U4、VB-U7 試験と比較的近いと推定し、これらの試験サンプルの分析を行いました。これまでに VBS-U4 の試験サンプルの分析の一部が終了しており、MCCI 試験サンプルの性状や硬さがどのようなものか分かってきました。

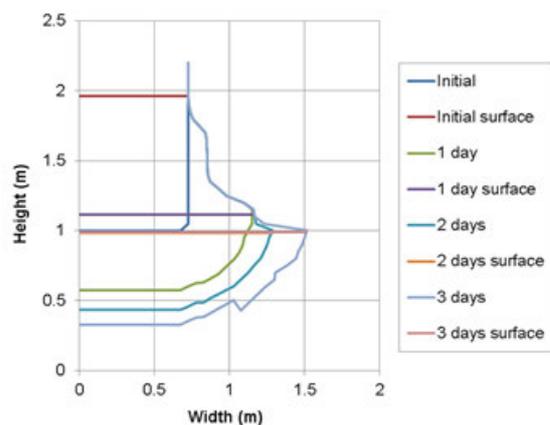


図3 1F1 のコンクリート浸食形状の解析例

直方体形状の穴 (サンプルピット) に堆積した溶融燃料を2次元でモデル化し、コンクリート浸食形状や量等を推定した。

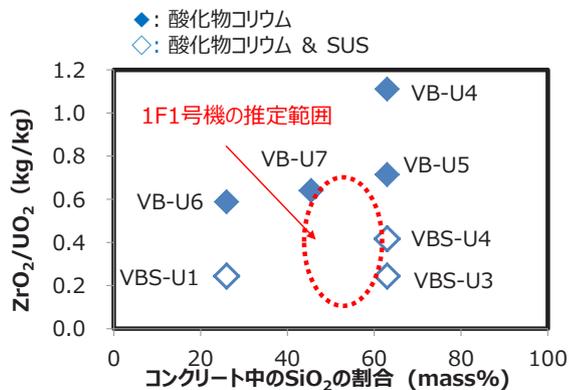


図4 1F MCCI と VULCANO 試験の初期条件の比較

大規模 MCCI 試験の条件をコンクリート中の SiO<sub>2</sub> の割合、溶融物（コリウム）中の ZrO<sub>2</sub>/UO<sub>2</sub> 比で整理し、1F 条件と比較。

## (2) 試験サンプルの分析<sup>[2]</sup>

図 5 は燃料や被覆管の成分である UO<sub>2</sub> や ZrO<sub>2</sub> の混合物（コリウム）の他、構造材成分である SUS の溶融物をコンクリートに流し入れた VBS-U4 試験でできた生成物の中心部より採取した試験サンプルの外観です。試験生成物は図 5 のサンプルと同様に黒く、コンクリートの熱分解により生成したガスによって形成された多くの気孔を有することが確認されました。サンプル左端の黄色い線上で切断した時の断面を、電子顕微鏡を用いて観察したものが図 6 です。



図5 試験生成物の中心部より採取されたサンプル

試験サンプルは多くの気孔を有することが確認できる。サンプル左端の黄色い線の部分を切断し断面を観察した。

図 6 の上図とその元素マッピングから、高い融点を有するコリウムを主成分とした丸い塊が、融点の低いコンクリートやコリウムが混合した溶融プール中に浮遊した状態で冷えて固まったことがわかります。また、金属の粒やコンクリートの分解ガスも溶融プール中を対流していたことも推測されます。図 6 の下図は断面をさらに拡大したもので、マイクロなスケールでコリウムとコンクリート成分、金属成分が不均質に混合していることが確認されました。また、本サンプルのその他の領域、他の

部位から採取された試験サンプルについても同様の分析を行った結果、MCCI の試験生成物は、大まかに以下の 6 相で構成されていることが確認されました。

- ・カルシウム等を多く含むシリコンリッチ酸化物相
- ・ほぼシリコンのシリコンリッチ酸化物相
- ・ほとんどクロム酸化物のクロム酸化物リッチ相
- ・クロムを含む鉄リッチ金属相
- ・ウランを含むジルコニウムリッチ酸化物相
- ・ジルコニウムを含むウランリッチ酸化物相

また、これらの相の硬度を測定した結果、酸化物相の硬さはビッカース硬さで 4 ~ 9GPa (平均約 7GPa) 程度、金属相の硬さはビッカース硬さで 3GPa 程度でした。今回の測定でもっとも硬かった部分はコンクリート骨材の名残と思われるケイ素酸化物相で 10 ~ 15GPa でした。これらの値はこれまでに作製した模擬デブリと同程度であり、機械的な取出し工具を用いる場合においては問題なく破碎して取出すことができると考えています。

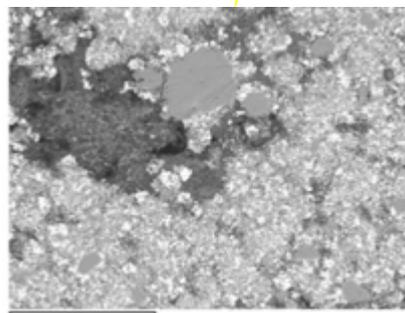
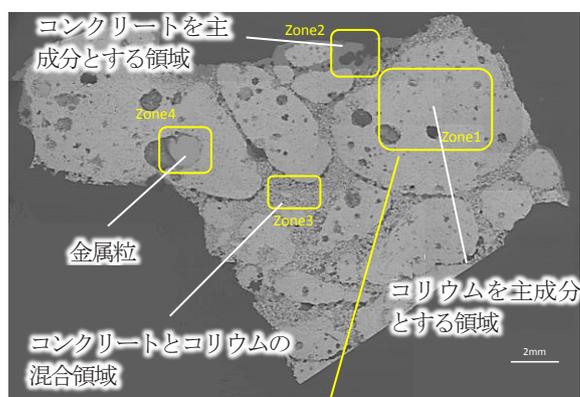


図6 電子顕微鏡による試験生成物の断面観察

上図は試験サンプル断面のマクロな観察画像。下図は燃料成分が多い領域のミクロな観察画像。

## (3) 今後の展開

現在は他のサンプルの電子顕微鏡による観察や X 線による結晶構造の特定を行っています。これらの分析結果や解析結果を用いて、1F の MCCI 生成物はどのような相でできていて、どのような性質を有しているかを推定し、取出し工具開発等に役立てる予定です。

本研究は、平成 25 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」に係る補助事業の一環として、原子力機構が技術研究組合国際廃炉研究開発機構 (IRID) の一員として実施した研究成果を含むものである。

《引用文献》 [1] 北垣徹 他, "燃料デブリの性状把握 (27A) (7) TOLBIAC-ICB による福島第一原子力発電所 1 号機の MCCI シミュレーション", 日本原子力学会 2015 年秋の年会 G37 (2015).  
 [2] 矢野公彦 他, "燃料デブリの性状把握 (27A) (8) 過酷事故処理に向けた MCCI 試験生成物の特性把握", 日本原子力学会 2015 年秋の年会 G38 (2015).

## 2-5 燃料デブリとはどのようなものを理解する(5)

### — 燃料デブリの溶融方法の検討 —

原子力基礎工学研究センター 燃料高温科学研究グループ 松村 達郎

燃料デブリは、燃料を構成する Zr、U を主成分とし、制御棒材料やその他の炉心構造物が混在した溶融物が固化したものであり、1F では、コンクリート構造物と溶融燃料が反応した MCCI 生成物も存在すると考えられていることから、更に複雑なものとなっていると予想されています。今後進められる炉心内部等に存在する燃料デブリの試料採取の際には、元素分析等を実施するために破壊分析を行うことが必要となると予想され、そのためには前処理として定量性が確保された溶解法が必要です。燃料デブリは主成分が U・Zr 酸化物固溶体であると推測されますが、Zr 酸化物は非常に安定な物質で酸にはほとんど溶解しないことが知られていることから、その組成によっては非常に難溶性のものが存在すると考えられます。1F とは炉型が異なりますが、炉心溶融事故を起こした TMI-2 における知見においても、炉心から採取された燃料デブリの溶解を試みたところ、各種の酸では完全に溶解されることはできず、強力な酸化剤を用いて分解を試みたところ溶解した、との報告があり、破壊分析はほとんど行なわれていません。更に、MCCI 生成物は、この燃料デブリにコンクリート由来のシリカ、酸化アルミニウムなどの成分が混在し、その溶解挙動は明らかになっていません。これらの背景より、燃料デブリ等の破壊分析の前処理法確立のための溶解手法の適用性について検討を進めています。

#### (1) 模擬燃料デブリを用いた溶解試験

難溶性試料の分析における溶解法として知られているアルカリ融解法及びアンモニウム塩融解法による試料の分解と酸溶解を組合せた手法 [1][2]、及び加圧酸分解法（オートクレーブ法）の適用性に関する試験を模擬燃料デブリ及び MCCI 生成物試料を用いて実施しました。また、比較として沸騰硝酸による溶解も試みました。アルカリ融解法の融剤は過酸化ナトリウム、アンモニウム塩融解法の融剤は、硫酸水素アンモニウムを用いました。

模擬燃料デブリ及び MCCI 生成物の組成を表 1 に示します。模擬燃料デブリとして炉心内で溶融し固化したことを想定したもの（N4）、模擬 MCCI 生成物として、炉心溶融物中の Zr の参加が進んだ状態を想定したもの（C8-4）と未参加の Zr が豊富に含まれる状態を想定したもの（C7-2）の合計 3 種を調製しました。アーク溶解前後の試料の写真を図 1 に示します。また、各溶解試験の手順は図 2 に示した通りです。

溶解後、目視によって観察した結果、過酸化ナトリウムを融剤として用いるアルカリ融解法によって試料を分解した後、硝酸によって完全に溶解できることを確認しました。また、加圧酸分解法によって処理時間がかかるものも溶解できたことから、大量の融剤を使用しない方

法として適用の可能性があると考えられます。一方、酸溶解及びアンモニウム塩融解法による試料分解では、残渣が認められました。

各溶解液は、グローブボックス内に設置した ICP-AES によって分析を行い、分析結果を表 2 に示します。残渣が認められた溶解液では、他の手法による溶解液と比べて Zr 濃度が低く、残渣は Zr が主成分であることが予想され、残渣の分析を検討しています。

**表 1 模擬燃料デブリ及び MCCI 生成物試料の組成**  
原料粉末混合物を φ10.2 のペレット状に成形し、アルゴン雰囲気にてアーク溶解して作成

No.	混合組成 (wt%)				
	concrete	B <sub>4</sub> C	SUS316L	Zr	(U,Zr)O <sub>2</sub>
C8-4	18.5	2.8	25.1	9.2	44.4
C7-2	19.7	1.1	10.2	29.6	39.4
N4	-	5.0	45.1	9.9	40.0

**表 2 溶解液の分析結果**

模擬試料 (試料番号)	試料分解法	B (%)	Al (%)	Si (%)	Ca (%)	Cr (%)	Fe (%)	Ni (%)	Zr (%)	U (%)
試料 C8-4	アルカリ融解法	0.03	0.5	N.A.	2.0	3.5	17.7	-	22.0	32.0
試料 C8-4	アンモニウム塩融解法	0.004	0.5	N.A.	1.6	2.1	15.1	3.4	22.0	32.0
試料 C8-4	加圧酸溶解法	1.1	N.A.	1.0	2.6	3.8	19.3	3.6	23.0	28.8
試料 C8-4	沸騰硝酸溶解	0.3	N.A.	N.A.	0.3	1.9	15.8	3.7	2.4	15.3
試料 C7-2	アルカリ融解法	N.A.	0.5	N.A.	1.8	1.4	6.9	-	33.6	32.5
試料 C7-2	アンモニウム塩融解法	N.A.	0.3	N.A.	1.6	0.3	1.9	0.3	30.8	30.9
試料 C7-2	加圧酸溶解法	0.7	1.1	1.0	2.2	1.5	7.7	1.3	35.1	29.6
試料 C7-2	沸騰硝酸溶解	0.2	0.3	N.A.	0.5	0.2	1.5	0.0	5.5	1.4
試料 N4	アルカリ融解法	2.6	-	-	-	6.3	28.7	-	19.3	20.6
試料 N4	アンモニウム塩融解法	2.3	-	-	-	4.6	28.4	6.1	20.0	24.0
試料 N4	加圧酸溶解法	3.3	-	-	-	6.0	28.2	5.4	18.1	18.6
試料 N4	沸騰硝酸溶解	2.5	-	-	-	2.9	27.5	6.1	13.2	9.7



混合物成形体(φ10.2)



C7-2 模擬MCCI生成物 C8-4 模擬MCCI生成物 N4 模擬炉心溶融固化物

**図 1 模擬燃料デブリ及びもぎMCCI 生成物**  
原料粉末混合物成形体を Ar 雰囲気にてアーク溶解して調製

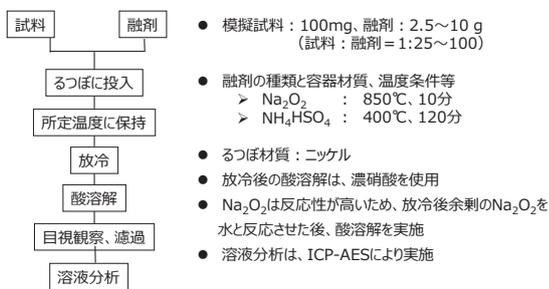
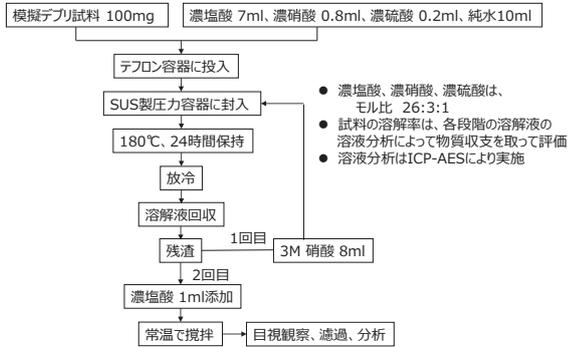


図3 NUCEFに搬入したTMI-2燃料デブリ試料

図に示した3種のTMI-2燃料デブリ試料を粉状にして搬入した

i) アルカリ融解法及びアンモニウム塩融解法による試験手順



ii) 加圧酸分解法による試験手順

図2 溶解試験の操作フロー

(2) TMI-2燃料デブリの溶解試験

現在、原子力機構の原子力科学研究所にある燃料試験施設保管されているTMI-2燃料デブリをNUCEFに輸送し、ホットセル内において実サンプルへの適用性を確認する試験を実施しています。TMI-2燃料デブリは、炉型、事故の推移などが異なるり、炉心溶融によって生じたデブリ燃料の貴重な実サンプルであることから、この試料を用いた試験によって、溶解挙動に関する有用な知見はもとより、実サンプルの取扱い技術の習得が期待されます。遠隔操作によってアルカリ融解法等による試料分解が可能なセル対応電気炉を整備し、前項で述べた溶解手法を適用して試験を進めています。NUCEFのホットセルに搬入したTMI-2燃料デブリは、図3に示した3種であり、また、図4にホットセル内の電気炉等の状況を示します。今後、試験結果を取り纏め実サンプルへの適用性評価を実施します。



図4 NUCEFホットセル内の試験用電気炉等

本研究は、平成25年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」に係る補助事業の一環として、原子力機構が技術研究組合国際廃炉研究開発機構（IRID）の一員として実施した研究成果を含むものである。

《参考文献》  
 ・松村達郎，飯嶋孝彦，高野公秀，"福島第一原子力発電所破損燃料の溶解法の検討(1) デブリ燃料を模擬したウラン・ジルコニウム酸化物固溶体の溶融塩による分解"，日本原子力学会「2013年春の年会」予稿集 B36 (2013)  
 ・松村達郎，飯嶋孝彦，石井翔，高野公秀，小野澤淳，"福島第一原子力発電所破損燃料の溶解法の検討(2) TMI-2デブリの溶解試験"，日本原子力学会「2015年春の年会」予稿集 L19 (2015)

《引用文献》 [1] 松本健，"難溶性物質の分解法"，ぶんせき **2002**, 60 (2002).  
 [2] 松本健，北川真由美，"硫酸水素アンモニウム融解による難溶性酸化セリウム(IV)の迅速分解と分析への応用"，分析化学 **47**, 491 (1998).

## 2-6 プラント内の放射能分布を知る

### — 最確な線源分布と線量率分布の評価のための試解析 —

廃炉国際共同研究センター 線量評価・計量管理グループ 奥村 啓介

1F プラントの廃炉工程を検討するためには、プラント内の放射線源及び線量率の分布を知り、適切な放射線遮へい措置を行って作業者の安全性を確保する必要があります。それには、まず、プラント内の放射線源の分布と、これにより放出される放射線（主にガンマ線）の線量率分布をよく知っておく必要があります。格納容器内の放射線源としては、a) 燃料デブリに含まれる核分裂生成物（FP）などの放射性核種、b) 事故前の運転により構造材が放射化して生成される  $^{60}\text{Co}$  などの放射化生成物、c) 事故時に燃料が溶融して放出された揮発性 FP 核種（主に Cs）による構造物の表面汚染の 3 種類が主なものとして挙げられます。しかしながら、現状では格納容器（PCV）や圧力容器（RPV）内の線源強度を広く測定することは困難な状況にあります。そこで、原子力機構では、様々な計算技術を駆使すると共に、ロボットによる PCV 内部調査やミュオンイメージングなどにより得られる最新知見を利用して、最も確からしいプラント内線源分布と線量率分布を評価する手法の開発を進めています。この手法開発の第一段階として、プラント内の線量率分布と線源分布との関係を定性的に理解することを目的として、単純なモデルを使った線量率分布の予備的解析を行いました。

#### (1) 線源の設定

事故直前までの原子炉運転により生成された燃料中の FP 等の放射性核種の量は、3次元の核種崩壊生成計算を行うことにより評価しました [1]。また、被覆管やチャンネルボックス等の燃料集合体構造物内に生成された放射化核種については、別途、放射化核種の主な起源となる微量不純物を含めた放射化計算を行い評価しました。これらの生成物を混合すると共に、事故直後に希ガスやセシウム（Cs）等の揮発性の高い核種を放出させ、その後 2020 年まで放射性核種を崩壊させることで、燃料デブリの組成を推定しました。また、シュラウド等の PCV 内に固定された炉内構造物については、長期運転による放射化計算を行い、 $^{60}\text{Co}$  線源を評価しました。一方、事故時に PCV、RPV に吸着された Cs による表面汚染源については、シビアアクシデント解析による FP 移行計算の結果を基に推定しています。

#### (2) 線量率分布計算モデル

図 1 は、今回の試解析に用いたプラントと線源分布のモデルを示したものです。ここでは、2号機または3号機に相当する 800MWe 級 Mark-I 型 BWR を 2次元円筒体系でモデル化しています。また、最上部のシールドプラグ、PCV ヘッド、RPV ヘッドは取外した状況を模擬した計算を行っています。

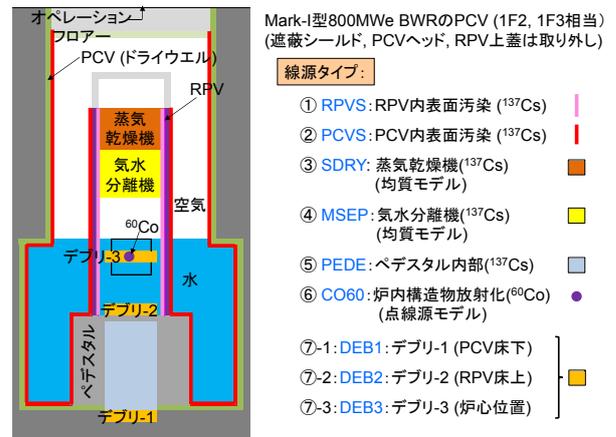


図1 2次元円筒線で近似した1F線量率分布計算モデル

線源モデルとしては、① RPV 内表面 Cs「RPVS」、② PCV 内の全表面 Cs「PCVS」、③ 蒸気乾燥機内部の Cs「SDRY」、④ 気水分離機内部の Cs「MSEP」、⑤ ペDESTAL 内部の Cs「PEDE」、⑥ 炉内構造材の放射化線源を炉心中央部に配置した点線源モデルで代表させた  $^{60}\text{Co}$ 「CO60」、⑦-1 PCV 床下の燃料デブリ「DEB1」、⑦-2 RPV 床上の燃料デブリ「DEB2」、⑦-3 炉心中央位置の燃料デブリ「DEB3」、の 9 種類を仮定しました。「」内の英文字は、後で引用するための便宜的な線源名称です。

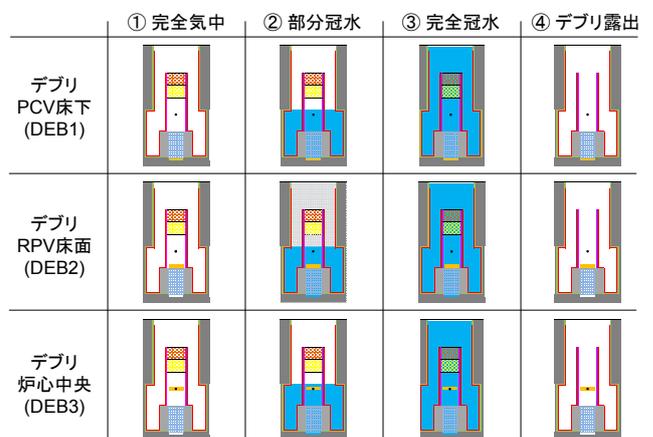


図2 線量率分布の計算ケース

プラント内の線量率分布は、図 1、①～⑦-3 までの各線源から放出されるガンマ線を、原子力機構が中心となって開発した粒子輸送モンテカルロ計算コード PHITS[2] により追跡することで評価しました。PHITS による計算は、図 2 に示すように、PCV 内を気中とする場合、炉心上端位置まで部分冠水させる場合、PCV 上端位置までの完全冠水させる場合、気中で蒸気乾燥機と気水分離機を取り外してデブリが露出する場合の 4 ケースについて、更に、それぞれの場合について、燃料デブリの位置を DEB1～DEB3 に変更した場合について考慮しました。

### (3) 結果

図3～6は、プラント内の線量率分布を線源毎に計算した結果を示しています。実際の線量率分布は、線源別寄与の合計となりますが、このように線源を細分化して線量率寄与を計算することにより、特定場所での線量率をより精度よく評価するためには、今後何を改善すればよいかを知ることができます。

完全気中の場合(図3)、CsによるPCV内表面汚染(PCVS)、蒸気乾燥機汚染(SDRY)、RPV内表面汚染(RPVS)が、オペレーションフロア位置への線量率寄与が大きい線源と推測されます。一方、燃料デブリ線源からのガンマ線は、PCV壁面や炉内構造物等により遮へいされ、オペレーションフロア位置の線量率はデブリ線源の不確かさにあまり影響を受けないものと考えられます。

部分冠水の場合(図4)、オペレーションフロアへの線量率寄与が大きい体系上部の線源は水で遮へいされないため、オペレーションフロアの線量率は完全気中の場合と大きな差異は見られません。また、深く水没した燃料デブリやRPV内の線源は、PCV内の気中線量率に対してほとんど感度がないことが分かります。この結果からの類推として、1号機でロボットを使ったPCV内部調査で実測された線量率は、ほぼPCV内表面のCs汚染に起因したものであると言えます。したがって、1号機の内部調査の結果から、燃料デブリの位置情報は得られませんが、PCV内表面のCs汚染濃度を逆推定すること

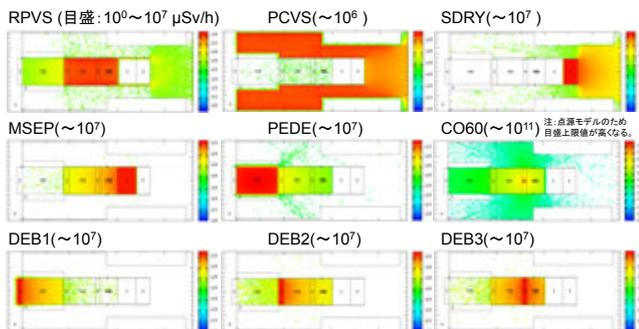


図3 PCV内線量率分布の線源別寄与(完全気中)  
各図の右端がPCV上部のオペレーションフロア位置

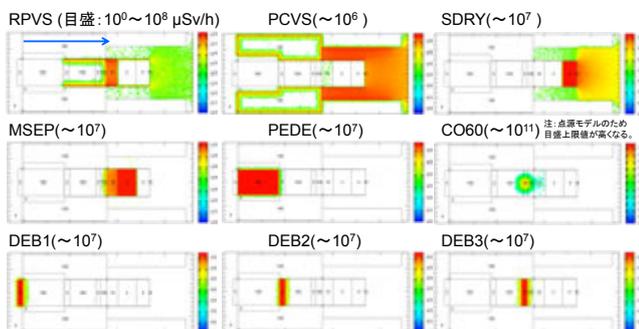


図4 PCV内線量率分布の線源別寄与(部分冠水)  
水位は炉心上端位置(左上図の青矢印)

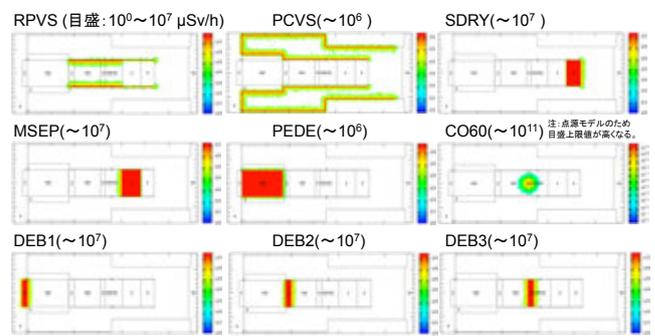


図5 PCV内線量率分布の線源別寄与(完全冠水)

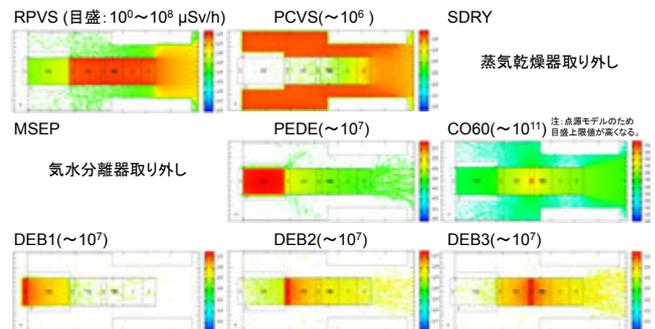


図6 PCV内線量率分布の線源別寄与(燃料デブリ露出)  
気中で蒸気乾燥機と気水分離器を取り外した場合

ができると考えられます。

完全冠水の場合(図5)は、水の遮へい効果によりオペレーションフロアの線量率は他の場合に比べて大きく低減することができます。また、燃料デブリの切出し作業においても、PCVが完全に冠水していれば、放射性物質の飛散防止が期待できます。よって、この工法は放射線遮へいの観点からは理想的なものと言えます。ただし、冠水させた場合のPCVの構造強度、RPV内残存燃料による再臨界といった別の視点からの検討が重要となります。

完全気中において上部からアクセスし、蒸気乾燥器や気水分離器を取外す場合(図6)には、燃料デブリも含めた様々な線源がオペレーションフロア位置の線量率に寄与すると予想されます。このような場合には、それぞれの線源強度を精度よく評価し、遮へい等の対策を講ずる必要性が増すとと言えます。

### (4) 今後の計画

今回の解析は、簡易なモデルと多くの仮定に基づいて行ったものですが、1Fの廃炉工程を検討するために有用な多くの知見を得ることができました。今後は、解析モデルをよりリアルなものに改良すると共に、最新のシビアアクシデント解析の結果、1F事故の模擬試験、PCV/RPVの内部調査等の結果を反映し、現時点で最も確からしいプラント内の線源及び線量率分布を定量的に評価することを予定しています。

《参考文献》 奥村啓介, 他, 「福島第一原子力発電所の燃料デブリ取り出し工程における線量評価のための試解析」, 日本原子力学会 2015年秋の大会, G30

《引用文献》 [1] K. Okumura, et al., "Nuclear Data for Severe Accident Analysis and Decommissioning of Nuclear Power Plant", Proc. the 2012 Symposium on Nuclear Data, 15, JAEA-Conf 2013-002 (2013).  
[2] T. Sato, et al., "Particle and Heavy Ion Transport Code System PHITS, Version 2.52", J. Nucl. Sci. Technol. 50, 913 (2013). <http://www.tandfonline.com/doi/abs/10.1080/00223131.2013.814553>

## 2-7 原子炉から燃料デブリを取り出す

### — プラズマアーク、プラズマジェット、AWJ、レーザー切断技術の開発 —

大洗研究開発センター 環境保全部 環境技術課 福井 康太  
敦賀事業本部 敦賀連携推進センター レーザー共同研究所 村松 壽晴  
原子炉廃止措置研究開発センター 技術開発部 技術開発課 佐野 一哉 手塚 将志 中村 保之

炉心溶融に至ったと推定されている1Fでは、通常の廃止措置とは異なり、燃料デブリを撤去する必要があります。1Fの炉内構造物は、燃料デブリと混在した状態となっていると想定されるため、鋼材のみならず燃料デブリのような靱性が低く、高硬度の材質の切断や破砕が可能なことや上部から取出す場合、高い遠隔操作性が必要です。原子力機構では、試験研究を終えた原子炉施設等の廃止措置を進めており、解体に係る様々な技術や知見を蓄えてきました。原子炉廃止措置研究開発センター（「ふげん」）、レーザー共同研究所（レーザー研）、大洗研究開発センター（大洗）において進めてきた各種切断技術開発の成果を基に、1Fの燃料デブリと炉内構造物の取出しに適用する切断技術として、プラズマ切断（プラズマアーク及びプラズマジェット）、アブレイシブウォータージェット（以下、「AWJ」という）切断、レーザー切断に関する技術開発を実施しています。

#### (1) プラズマアーク切断技術の開発

1F炉内溶融金属等の切断では、切断対象物は不定形状で切断対象厚さが一定でないことが想定されます。また、切断能力は、溶断ドロスの排出性に大きく依存すると共に、溶断ドロスの発生は、切断箇所への再溶着のおそれや二次廃棄物増大のリスクを伴います。

このため、対象物の厚さに応じて適切な速度域で切断することにより、不定形状の切断対象物に対してもカーフ幅が細く、無駄なドロス発生を低減し、切断可能であることを確認しました（図1）。一例として、厚さが30～80mmに連続的に変化するステンレス鋼材の水中切断では、切断速度を100～400mm/minの範囲で変更することにより、従来最適速度として想定していた150mm/minの定速切断に比べカーフ幅では最大3mm、回収された溶断ドロスの発生量は約8%低減可能であることを確認しました。

また、1F炉内では溶融金属と燃料デブリで想定されるセラミックス層が堆積した状況も想定されます。

このため、導電性金属の切断能力が高いプラズマアーク切断技術と、後述するセラミックス等の非導電材の切断が可能なプラズマジェット切断技術を用いて、両切断技術を連携することにより、積層部に対しても切断可能であることを確認しました。試験では、燃料デブリ上に溶融金属が堆積した状況を模擬し、厚さ50mmのセラミックス上に厚さ50mmのステンレス鋼材を配置した条件で、プラズマアークのみでステンレス鋼材側から切断を行いセラミックスの破砕が可能であることを確認すると共に（図2）、逆配置の場合には、セラミックス層を

プラズマジェットで徐々に破砕した後に露出したステンレス層をプラズマアークで切断する手順の有効性を確認しました。

これら要素技術試験の結果から、熱的切断技術の課題である溶断ドロスの発生量を抑えた厚板切断条件の最適化を図ると共に、導電材及び非導電材の堆積状況においてもプラズマ切断技術の有効性を確認することができました。

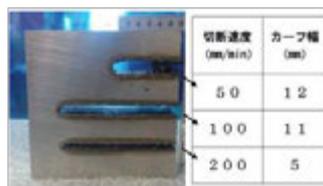


図1 切断速度とカーフ幅の相関



図2 金属を介したセラミックスの切断状況

#### (2) プラズマジェット切断技術の開発

原子力施設のデコミッションングに適用する切断技術として、プラズマジェット切断技術の研究開発を実施してきました。プラズマジェットは、鋼材やコンクリートを切断することを目的に開発したもので、トーチ先端部の形状については特許を取得しています。前述のプラズマアークとは異なり、トーチ内部の電極とトーチ先端部のチップとの間で放電させ、プラズマを発生させるため、金属のみならず導電性のない非金属も切断が可能であり、また、熱衝撃作用を用いることにより耐火レンガ等も破砕することができます。

しかし、プラズマジェットは空気中で使用することを想定し開発したものであり、1Fの炉内解体物や燃料デブリの取出しに適用するためには、水中での使用が可能なおこと、デブリのような厚い塊状のものを切断・破砕するためには、高出力化を図ることが求められます

このため、水中において高出力で使用できるプラズマ



図3 切断後の鋼材の状態

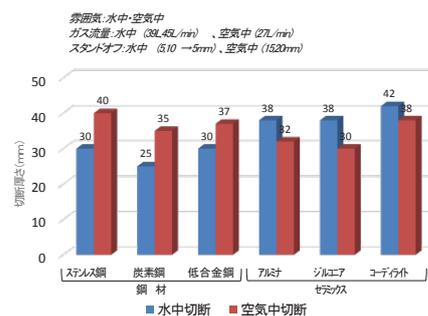


図4 プラズマジェットの切断性能

ジェットトーチを開発し、2014年度のトーチ先端部のチップの耐久性確認試験において、ノズル径が5.0mm、拘束比（ノズル径と拘束部長さの比）が3.0のチップで、600Aの出力で30分以上、プラズマが出射できることを確認しました。また、鋼材及び燃料デブリを想定したセラミックスに対する切断性能及び破砕性能の確認試験を実施し、鋼材に対し空气中で40mm厚、水中で30mm厚の切断が可能なこと（図3、図4）、セラミックスに対し、空气中で38mm厚、水中で42mm厚の切断と水中において50mm厚の破砕が可能なことを確認しました。

### (3) AWJ 切断技術の開発

AWJは、高圧水にアブレイシブ（研掃材）を混合させ、対象物に噴射して切断する技術であり、熱の影響が少なく鋼材のみならず多種多様な材質に適用できます。また、切断ヘッド先端から切断対象までの距離（スタンドオフ）に対する自由度が高く、切断面が不定形状の対象物にも適用が可能です。

これらの特徴を活かし、2012年度から1F炉内の燃料デブリや炉内構造物等の取出しに資するため、高圧水の圧力やアブレイシブの供給量が切断に及ぼす影響等の基礎データの取得を行うと共に、これらの知見に基づき、1F実機適用を考慮した技術開発を進めてきました。

AWJ切断技術は高い切断能力を有する反面、切断対象物の背後にある構造物も同時に切断してしまう可能性があり、燃料デブリと合わせてバウンダリーを構成する構造物も切断してしまうことが考えられます。このことから、切断の深さに応じてスタンドオフと噴射圧力を制御することで、バウンダリーを維持した状態で燃料デブリ等の対象物のみを切断できることを実証しました。また、板厚等が不明な燃料デブリを取出すために掘削型切断手法を考案し、切断試験により有効であることも実証しました（図5）。本手法は、V字に掘り進めることで、切断対象物の板厚に依存せずに切断が可能であり、使用するAWJ切断装置も産業界で一般的に使用されている物が使用可能です。

これら要素技術試験の結果から、压力容器等のバウンダリーを維持した状態での切断及び切断対象物の板厚に依存しない掘削型切断手法を実証し、1Fの燃料デブリ等の取出しにAWJ切断技術が適用できる見通しを得ました。

〈概念図〉



図5 掘削型切断手法の概念と切断状況

### (4) レーザー切断技術の開発

レーザー切断は、直径1mm程度に集光したレーザー光を熱源とするため、局所加工性に優れ、発生する二次廃棄物量も少なく、ファイバー伝送が可能なことから、遠隔操作性に優れています。レーザー光照射条件の変更により、靱性の高い金属から、燃料デブリのような靱性の低いセラミックスまでを、溶断・破砕することができます。これまでに気中及び水中において、不規則形状かつ金属-セラミックス混合体を的確に溶断・破砕できることを確認しました。

1Fへ適用する燃料デブリ取出し技術開発の一環として、様々な熱的機械的特徴を持つと考えられる取出し対象物に対し、常に適切な溶断性能が発揮されるよう適応制御するための手法開発を進めています。開発中の適応制御システムは、レーザー光照射により溶融した金属からの光信号を捉え（LR）、統計処理を施した時間平均値とそのゆらぎ幅との関係から現在の溶断性能を評価し、その結果に応じてレーザー出力（P）、アシストガス圧力（Pgas）、レーザー加工ヘッド移動速度（V）などを変更して、様々な取出し対象物の条件に自動的に対処しようとするものです（図6）。図7は、この制御システムを用いて厚板鋼材をレーザー溶断した場合の制御履歴と光信号過渡特性を示したもので、溶断性能の低下に伴う光信号の増加をシステムが捉え（78秒時点）、レーザー出力とアシストガス圧力の自動調整により、78秒以降は溶断性能が回復できている（光信号が低下している）様子が分かります。

今後の研究開発は、より複雑に熱的機械的特性が変化する環境において、ここで開発した適応制御システムの基本的性能を明らかにしていくことにあります。

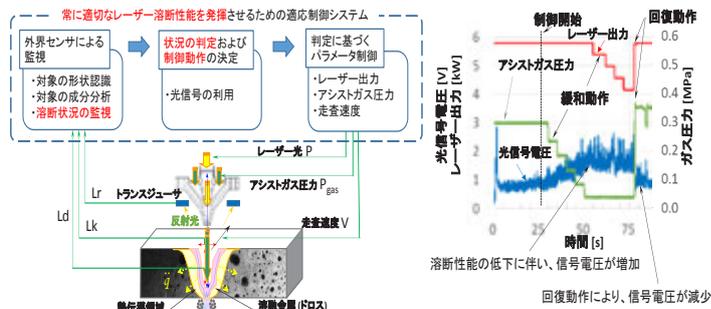


図6 常に適切なレーザー溶断性能を発揮させるための適応制御システム

図7 厚板鋼材レーザー溶断時の制御履歴と光信号過渡特性

このように原子力機構では、1Fへの適用性を確認するため、各種切断技術に関する技術開発を実施しており、切断試験や性能評価、遠隔操作技術を組合せた総合的な燃料デブリ取出しシステムの検討を進め、得られた成果を国のプロジェクトに役立てます。

《参考文献》 ・ 手塚将司 他, "東電1Fの炉内構造物解体を想定した切断技術適用性試験(3)", 日本原子力学会「2015年秋の大会」予稿集 G24, G25 (2015).  
 ・ 羽成敏秀 他 "レーザー光を用いた福島燃料デブリ取出し技術に関する研究開発(13)", 日本原子力学会「2015年春の年会」予稿集 B40 (2015).

## 2-8 燃料デブリの再臨界を防ぐ

### — 臨界管理に資するデータの拡充 —

原子力基礎工学研究センター 炉物理標準コード研究グループ 須山 賢也、菊地 丈夫

燃料デブリの臨界安全管理には燃焼した燃料の平均組成が必要となります。しかしながら、その実測値は無いため計算による評価が必須となります。原子力機構では、経済協力開発機構原子力機関 (OECD/NEA) 原子力科学委員会 (NSC) 臨界安全性ワーキングパーティー (WPNC) 燃焼度クレジット専門家会合 (EGBUC) において、1Fで使用されているものとほぼ同じ仕様を有する燃料 (図1) を対象とした国際燃焼計算ベンチマークを提案し [1]、その解析を連続エネルギーモンテカルロコード MVP と一点炉燃焼計算コード ORIGEN2 を組合せた統合化燃焼計算コード SWAT4 によって行ってきました。

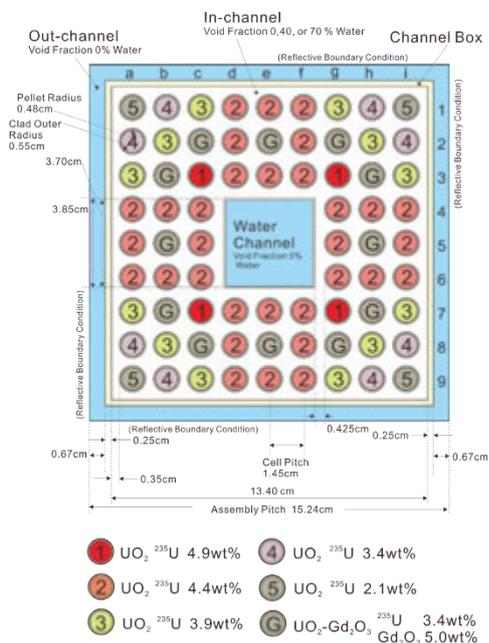


図1 国際ベンチマーク計算体系

この計算を基にして最大中性子増倍率を与える燃焼度を有する使用済燃料の燃料組成を評価し、球体系における最小臨界量を求めました。この時、デブリに水が含まれていることを考慮して、含水率を変化させて得られる燃料密度をパラメータとし、30cmの水反射体がついている球を対象にして臨界となる球半径を計算しました。

このような計算を行う場合には考慮する核種の選定が重要になります。そこで、使用済燃料の臨界安全評価において燃料の燃焼による反応度の低下を考慮する「燃焼度クレジット」の導入に関する技術的要点を記載した燃焼度クレジット導入ガイド原案 [2] での考察をもとに、考慮するアクチニド核種は、U-234, U-235, U-238, Pu-238, Pu-239, Pu-240, Pu-241, Pu-242, Am-241 の9核種とし、FP核種からはMo-95, Tc-99, Rh-103, Cs-133, Nd-143, Nd-145, Sm-147, Sm-149, Sm-

150, Sm-152, Eu-153, Gd-155 の12核種を選定しました。

始めにパラメータをして考慮した含水率に対する中性子増倍率の変化を図2に示します。含水率の増大と共に最適減速に近づくために中性子増倍率は増加し、含水率が約25%の時に最大の中性子増倍率が得られています。その後減速過多のため、中性子増倍率は低下します。この図から、デブリの臨界特性を見る上で、含水率をいかに与えるかは重要な因子となっていることがわかります。

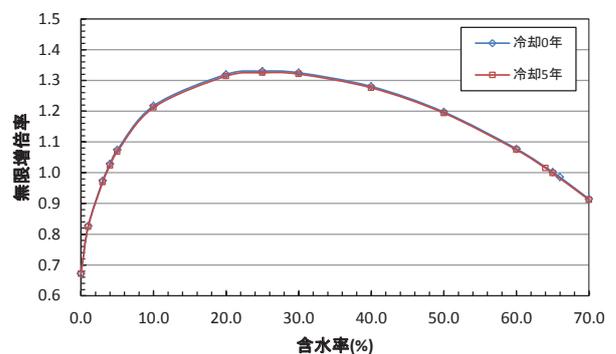


図2 含水率に対する中性子増倍率の変化 14GWd/t

そして図3は図1に示した燃料集合体の平均U-235濃縮度と等価な、4wt%のU-235濃縮度を持つウランを対象とし、含水率を変化させた時の均質ウラン球体系の臨界質量を評価したものです。この図から、U-235濃縮度4wt%の場合には最小臨界質量が約60kgであることが示されていますが、この値は、原子力機構が公刊した臨界安全ハンドブック第二版データ集 [3] に掲載されているデータと一致しており、今回使用した手法の妥当性を確認しました。

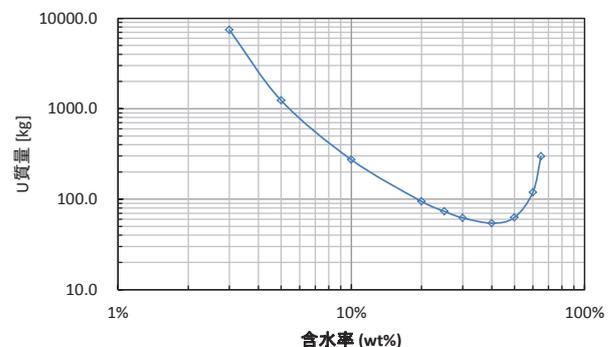


図3 含水率に対する臨界質量—濃縮度4[%]新燃料

これに対して、燃焼燃料に対して同様の評価を行ったものを図4、図5に示します。図4には、燃料の中性子増倍率が最大となる燃焼度14GWd/tにおいて燃料の平

均組成を求め、核分裂生成物までを考慮して最小臨界量を評価し結果を、図5には同じ条件であってもFPを考慮しない場合の結果を示しました。

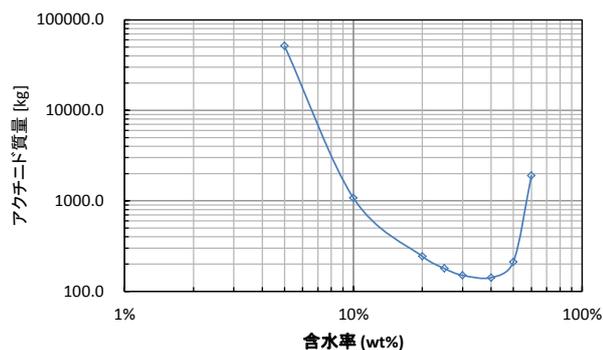


図4 含水率に対する臨界質量—燃焼度 14[GWd/t] 燃焼燃料 (FP 考慮)

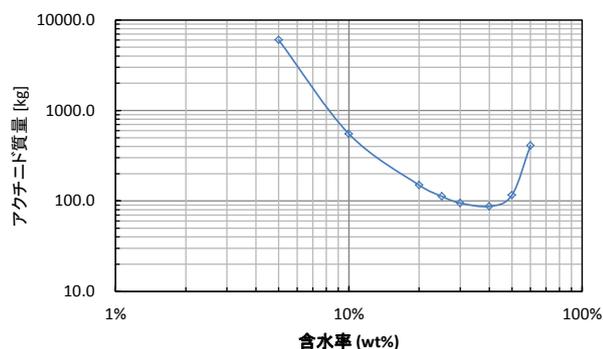


図5 含水率に対する臨界質量—燃焼度 14[GWd/t] 燃焼燃料 (FP 無し)

これらの図には、燃料が 14GWd/t の場合、臨界安全評価に FP を考慮すれば燃料の最小臨界質量が 160kg となり、FP を考慮しない場合でも約 100kg であることが示されています。これらの値は、新燃料に対してそれぞれ 2.7 倍、1.7 倍であって、デブリの臨界安全評価を実施する場合に、燃料が燃焼している効果を取入れることには臨界安全管理上、大きなメリットがあることが分かります。

図6には、FPを考慮する条件で臨界となる半径を、そして図7には球の体積を示しました。臨界となる最小の半径は約 30 cm、最小となる体積は約 90L であることが示されています。これらのデータは、デブリの非均質性を考慮しない理想的な条件下におけるデータですが、評価に用いた計算コードの特性をつかみやすいことや、これまで様々な核燃料施設で行われてきた臨界安全評価結

果との比較が可能であるために、燃料デブリの臨界安全管理方針の概略を把握する上で重要な知見を与えるものと思われます。

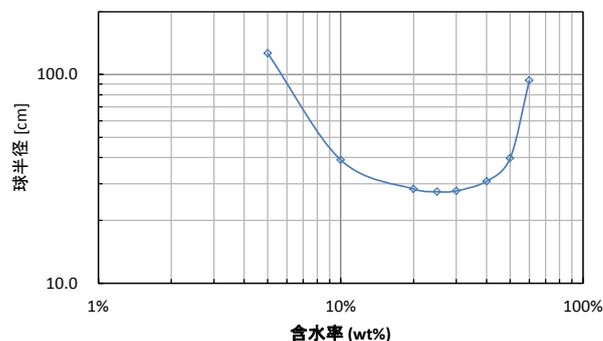


図6 含水率に対する臨界球半径—燃焼度 14[GWd/t] 燃焼燃料 (FP 考慮)

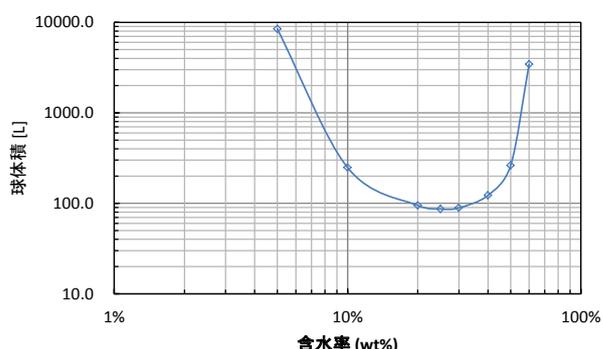


図7 含水率に対する臨界球体積—燃焼度 14[GWd/t] 燃焼燃料 (FP 考慮)

平成 26 年度に行ったこの作業を受けて、現在、原子力機構では、1990 年代の後半に日本原子力研究所が福島第二原子力発電所 2 号機で照射された燃料を対象に実施した照射後試験で得た核種組成データを SWAT4 コードによって解析し、SWAT4 コードの BWR 燃料に対する核種組成評価誤差を評価しています。その結果と、最初に示した国際燃焼計算ベンチマークで得られた最新の計算コードによる燃焼燃料組成の評価結果間のばらつきを使用することで、計算コードに基づく燃焼燃料の平均組成評価の誤差を評価し、その結果が燃料デブリの最小臨界量に与える不確かさまでを評価する予定です。

本研究は、平成 25 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」に係る補助事業の一環として、原子力機構が技術研究組合国際廃炉研究開発機構 (IRID) の一員として実施した研究成果を含むものである。

《引用文献》 [1] K. Suyama, et al., "Burnup Credit Criticality Benchmark Phase IIIC, Nuclide Composition and Neutron Multiplication Factor of BWR Spent Fuel Assembly for Burnup Credit and Criticality Control of Damaged Nuclear Fuel"

[https://www.oecd-nea.org/science/wpncs/buc/specifications/phase-IIIC/EGBUC-Phase3c-spec\(set\)\\_r7.doc](https://www.oecd-nea.org/science/wpncs/buc/specifications/phase-IIIC/EGBUC-Phase3c-spec(set)_r7.doc), 2012.

[2] 燃料サイクル安全研究委員会: "燃焼度クレジット導入ガイド原案". JAERI-Tech 2001-055, 日本原子力研究所 (2001).

[3] 奥野浩 他 "臨界安全ハンドブック・データ集第 2 版" JAEA-Data/Code 2009-010, 日本原子力研究開発機構 (2009).

## 2-9 燃料デブリの核物質量を把握する

### — アクティブ中性子線測定法・随伴 FP ガンマ線測定法・パッシブ中性子線測定法 —

廃炉国際共同研究センター 線量評価・計量管理グループ 呉田 昌俊、堀 啓一郎  
 プルトニウム燃料技術開発センター 核物質管理課 長谷 竹晃  
 核不拡散・核セキュリティ総合支援センター 技術開発推進室 富川 裕文、芝 知宙

#### (1) アクティブ中性子線測定法

アクティブ中性子線測定法は、外部中性子源を用いて、核分裂中性子線を測定することにより核物質量を測定する非破壊測定技術です。原子力機構は、これまで TRU 廃棄物ドラム缶などを対象として、アクティブ中性子線測定技術の1つである高速中性子直接問いかけ法(FNDI: Fast Neutron Direct Interrogation) 法を開発してきました。FNDI 法では、測定試料に高速中性子をパルス状に照射した際に発生する核分裂中性子の消滅特性を詳しく分析することによって、誘発核分裂性核種 (U-235, Pu-239, Pu-241) の総量を測定します。FNDI 法には、試料の化学組成や核物質の試料内位置に依存し難く、微量の核物質まで高感度で測定ができる特長があります。

この FNDI 法を基盤技術として、燃料デブリ収納缶を仮定した非破壊測定装置 (DCAS: Debris Canister Assay System) の設計研究及びその適用可能性に関する研究を進めています。

図 1 に、燃料デブリ収納缶の仕様を TMI-2 事故で使用された形式と仮定して設計した DCAS 案と、中性子の消滅特性をモンテカルロシミュレーションで解析した結果の一例を示します。燃料デブリに標準的な組成の核物質、原子炉構造材であるステンレスやコンクリート、制御棒材が含まれ、収納缶内に水と共に封入されている状態を仮定して、中性子検出数と中性子消滅時間の相関を調べた結果を図 2 に示します。これまでの解析的研究から、DCAS によりある条件下で共存物質の影響を受けずに誘発核分裂性核種の総量を測定できることが分かってきました。

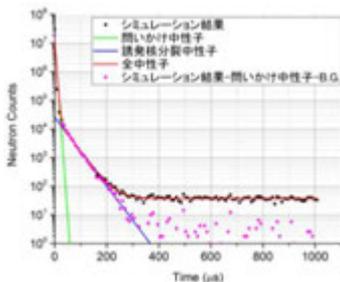
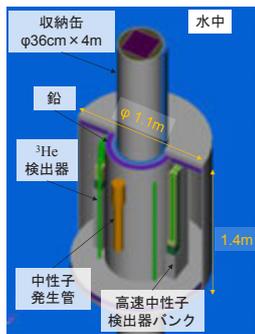


図 1 アクティブ中性子線測定装置の外形図と消滅時間解析

上図左：水中で収納缶から放出される核分裂中性子を測定するため、中性子発生管と高速中性子検出器が収納缶の周辺に配置された構造です。上図右：モンテカルロシミュレーションで核分裂中性子の総量と消滅時間を分析します。

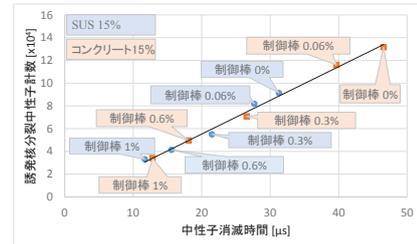


図 2 中性子検出数と中性子消滅時間の相関

1F の標準的な燃料組成、その体積率を 25%、ステンレスまたはコンクリートが 15%、制御棒材が 3%以下、空隙率が 50%で水が詰まっている条件を仮定した解析結果。この図は、共存物質の影響を簡単に補正できることを示しています。

#### (2) 随伴 FP ガンマ線測定法

燃料デブリに含まれている核物質測定手法の一つとしてパッシブガンマスペクトロメトリを用いた手法開発を行っています。一般的に、測定したいウラン及びプルトニウムから直接放出されるガンマ線は強度が弱く、測定が困難と考えられます。そのため、本研究ではデブリ中の核物質の測定技術開発として、燃料溶解過程でも低揮発性で、燃料デブリ内で核物質と随伴し、高強度・高エネルギーガンマ線を放出する FP 核種に着目しています。特に、Eu-154 は事故後 10 年経過しても、1MeV を超えるガンマ線を、高い強度で放出するため、燃料デブリを収納した容器の外側からでも測定できると考えられます。図 3 に測定フローの例を示します。

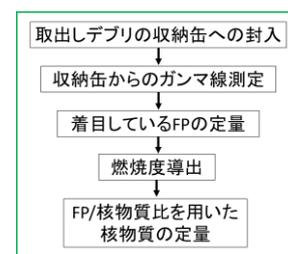


図 3 パッシブガンマ法を用いた燃料デブリ測定フロー

ガンマスペクトロメトリ自体は確立された技術であり、遠隔操作可能で測定場所 (水中、空気中)、及びターゲットの性状 (水の有無、中性子吸収材の有無) に柔軟に対応できるため、1F 敷地環境においても、柔軟性をもって運用・適用できることが期待されます。既に米国スリーマイル島原子力発電所の事故処理において、核物質質量推定への使用実績があります。本研究開発の取組として、シミュレーションコードを用いて収納缶内の燃料デブリをモデル化し、漏洩するガンマ線を解析しています。収納缶内の燃料デブリの偏在を外側偏り、均質、内側偏りの 3 パターンについて、それぞれの体系での漏洩ガンマ線の挙動を調査しました。図 4 にモデル化した解

析体系図を示します。

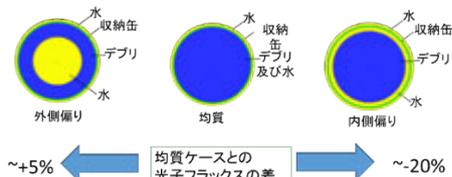


図4 解析体系

解析の結果、均質ケースと比較した場合、外側偏りの場合で+5%、内側偏りの場合で-20%の漏洩ガンマ線の差がありました(Eu-154: 1.27MeVのガンマ線の場合)。これは、中心に偏在した場合大きなデブリの塊と同じく、自己遮へい等が大きくなり差が大きくなると推定されます。これに対しては、異なる2本のガンマ線エネルギーを用いて収納缶内の燃料デブリ位置を推定し、検量線を用いて偏在の影響を補正する方法や、偏在性による漏洩ガンマ線の差を、予め不確かさとして計上するということが考えられます。

また、本研究では、測定装置の設計に反映するためにコリメータの最適化研究も行っています。デブリ表面から深くなるにつれてガンマ線の透過率は小さくなり、測定されるガンマ線の量が内側から放出されるものと外側から放出されるものとで違ってきます。図5に示すように、検出器の視野が広い場合に比べ、コリメータで視野を絞り回転させながら測定することで、相対的に検出されるものの多い外周ほど測定時間が短くなり、一方で中心部は常に測定できていくことになるため、結果的に測定されるガンマ線に関して、内側から放出されるものと外側から放出されるものの差を小さくすることができます。

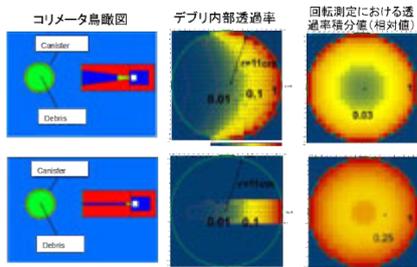


図5 検出器視野の違いによる透過率の違い

今後は、使用済燃料サンプルを用いた実際のガンマ線スペクトル測定実験を実施しシミュレーション結果との比較などを実施する予定です。

### (3) パッシブ中性子線測定法

これまで、原子力機構では、燃料デブリを測定するためのパッシブ中性子法の概念を検討するとともに、シ

ミュレーションにより、その適用性を評価しました。図6に概念図を示します。

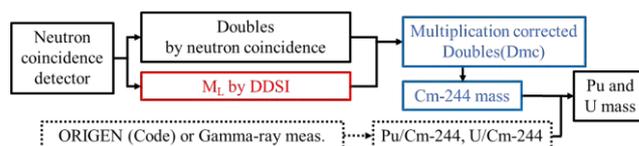


図6 パッシブ中性子法を用いた燃料デブリ測定概念

中性子同時計数法 (Neutron Coincidence) 及び中性子消滅時間差自己問いかけ法 (Differential Die-away time Self-interrogation, DDSI) を用いることにより、Cm-244量を定量化し、組成情報から、Pu量及びU量を評価。

次の取組として、模擬デブリ試料を用いた実測定を行うことにより、原理実証を行いました。模擬デブリ試料は、MOX試料、Cf-252線源及びホウ酸粉末により構成されます。図7に本試験の測定体系を示します。

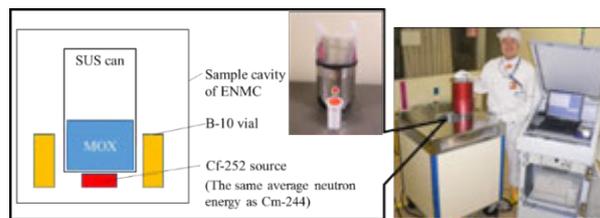


図7 試験の測定体系

MOX試料の周辺に、Cf-252線源、B-10を含んだ粉末を配置。これらを既存の中性子検出器にて測定。

図8に本試験の結果であるDDSIと中性子漏れ増倍の相関を示します。このように、DDSIにより、中性子吸収剤や核分裂性核種の存在により変動する中性子漏れ増倍の評価が可能であることを確認しました。

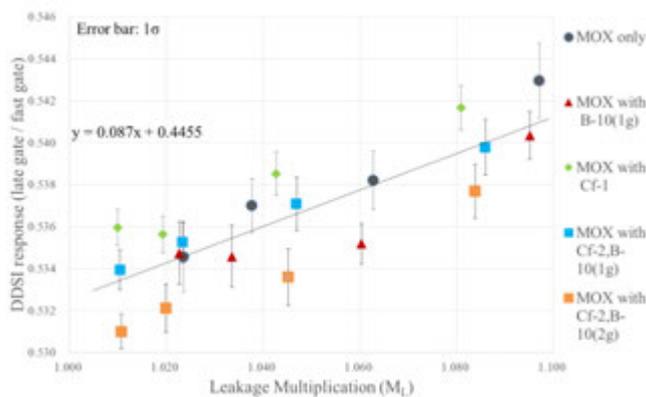


図8 試験結果

DDSIと中性子漏れ増倍の相関。DDSIにより、中性子吸収剤や核分裂性核種の存在により変動する中性子漏れ増倍の評価が可能であることを確認。

今後は、シミュレーションコードを用い、測定精度向上に向けた検出器の最適化等を実施する予定です。

《参考文献》

- M. Maeda, et al., "Simulation study on non-destructive assay for fuel debris by using Fast Neutron Direct Interrogation (FNDI) method", Proc. of 2015 INMM 56<sup>th</sup> Annual Meeting, California, USA (2015).
- T. Shiba et al., "Passive Gamma Spectrometry of Low-Volatile FPs for Accountability of Special Nuclear Material in Molten Core Material of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant -Evaluation of Detector Response from Various Hypothetical Fuel Canister-", Proc. of 2015 INMM 56<sup>th</sup> Annual Meeting, California, USA (2015).
- T. Nagatani et al., "Experimental Studies of Passive Neutron Measurement for Fuel Debris at Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants", Proc. of 2015 INMM 56<sup>th</sup> Annual Meeting, California, USA (2015).

# 3 長期間の安定保管・処分への取り組み

## — 性状把握・長期保管・処理・処分検討の進め方 —

廃炉国際共同研究センター 廃棄物処理処分ディビジョン 茶谷 恵治  
廃炉国際共同研究センター 廃棄物処理処分技術開発グループ 芦田 敬  
福島研究開発部門 企画調整室 岸本 克己

東京電力(株)福島第一原子力発電所(1F)の廃炉に向けた廃棄物対策に関わる今後の対応が2015年4月に技術戦略プラン2015として、原子力損害賠償・廃炉等支援機構から発行されました[1]。また、2015年6月に中長期ロードマップが改訂され、その中で2017年度に設定されている廃棄物の処理・処分に関する基本的な考え方を取りまとめることが示されています[2]。

これらの国の方針を踏まえ、本研究では、事故で発生した廃棄物の分析や解析的手法に基づくインベントリ評価などによる性状把握、処理・処分まで安定に管理するための長期保管方策の検討、処理・廃棄体化技術に関する調査や基礎試験、既存の処分概念や安全評価手法の特性の調査・整理により、福島第一事故廃棄物の安全な処理・処分技術の開発を行っています。ここで、中長期ロードマップに示されている基本的な考え方は、事故で発生した廃棄物に対し、その特徴を踏まえ、成立する可能性のある、発生・保管から処理・処分までの一連の廃棄物の取り扱い(廃棄物ストリーム)の検討・評価結果と、その成立に必要な条件及び残された課題を取りまとめるものとしています。

廃棄物に係わる取組みは、廃棄物の性状把握、長期保管、処理、処分に係わる技術開発を含むので、他プロジェクトの進捗を含めて、全体を俯瞰、統合しながら計画を実施していく必要があります(図1)。

より英知を結集して研究開発を推進し、その過程で人材育成に取り組んでいきます。

### (1) 主な成果

#### ①性状把握

汚染水、植物、瓦礫などの分析を行いました。また、低い濃度での分析が難しい核種を対象とした分析方法の開発、汚染水処理二次廃棄物の特性データ(セシウム吸着のためのゼオライトなど)の収集、現在のところ分析が難しい廃棄物の放射能量(インベントリ)の評価を進めました。

#### ②長期保管方策の検討

汚染水からセシウムを分離回収したセシウム吸着塔の長期的な保管に関して、塔内部の状態を把握するため、4分の1規模の模擬試験を行いました。セシウムを吸着して発熱する部分に塩素を含む析出物が観察されました。この知見を基に内部状態の時間変化を計算により推定しました。また、吸着塔材料の腐食条件を実験により求めました。

#### ③廃棄物の処理に関する検討

多核種除去設備から発生するスラリーや廃吸着材などを対象に、種々の固型化材を用いた固化試験を実施し、硬化過程や廃棄体の特性を調べた。既存の廃棄体化処理技術の技術概要、適用廃棄物、プロセスフロー、処理能力、技術成熟度などの情報を技術カタログに整備しました。

#### ④廃棄物の処分に関する検討

既存の処分概念やその安全評価手法(シナリオ、モデル、パラメータ)の調査を踏まえ、それらの基本的考え方や特性を整理しました。

#### ⑤情報管理ツールの開発

関連して取得されるデータなどに関して、水分析結果については、公開しました。



図1 研究開発項目の相互関連

事故で発生した廃棄物の特徴を踏まえ、個別の検討事項で得られた成果や課題を相互にフィードバックしながら繰り返して研究開発を進めることが必要になります。

既存技術に加えて基礎・基盤研究を推進し、合理的かつ安全性・信頼性・社会的受容性の向上に継続的に取り組んでいきます。また、国内外の大学・研究機関等と連携し、原子力機構を中心としたネットワークを構築することに

### (2) 1Fでの廃棄物試料の採取

廃棄物試料を採取あるいは入手し、原子力機構の原子力科学研究所並びに核燃料サイクル工学研究所へ輸送しました。

#### 1) 瓦礫

瓦礫などの撤去作業が進行した結果、各原子炉建屋の周辺には残置されているものがほとんどない状態であ

り、建屋内部の汚染状況の調査が重要であることから、原子炉建屋内で行われている各種作業に伴い発生する瓦礫などの入手を進めました。「原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発」における1号機及び2号機の調査に伴い発生した試料から、1号機原子炉建屋1階及び2号機原子炉建屋5階（オペレーティングフロア）でそれぞれ採取された表面塗膜付コンクリートコア各1試料、2号機原子炉建屋で採取されたデッキプレート切断片5試料を入手しました。

## 2) 土壌

事故発生時の原位置に存在する自然物は汚染しているため、将来廃棄物として取扱うことが想定されます。汚染の範囲が広く、総インベントリの算出に重要であることから、構内の各種試料の採取を進めています。敷地内全域の土壌の評価も必要であることから、試料採取を開始しました。インベントリ評価でのデータ利用を考慮して、敷地をメッシュで区分し、採取区域を設定しました。採取方法は、スクレーパープレートによるすきとり法を採用し、採取深さは10[cm]とし、5[cm]単位で分離回収しました。平成26年度は8試料を採取しました。

## 3) 多核種除去設備二次廃棄物

多核種除去設備から発生する汚染水処理二次廃棄物の放射エネルギー評価などに資するため、発生するスラリー（鉄共沈、炭酸塩）について、その収納容器である高性能容器（HIC）から専用治具を用いて試料を採取しました（図2）。採取はHICにスラリーが充填され交換する時に行い、RO濃縮水を処理したものから鉄共沈及び炭酸塩スラリーをそれぞれ1試料、2試料採取しました。



(採取作業中[スラリーを入れた治具の取出し])

図2 高性能容器(HIC)からの試料採取状況

多核種除去設備から発生するスラリー（鉄共沈、炭酸塩）について、その収納容器である高性能容器（HIC）から専用治具を用いて試料を採取しました。

## 4) 汚染水

汚染水処理二次廃棄物の放射エネルギー評価などに資するため、1Fで採取され、分析に供された汚染水18試料を入手しました。

## 5) 試料輸送

分析を実施する拠点（原子力科学研究所、核燃料サイクル工学研究所）への27試料の輸送を2回に分けて実施しました。A型輸送物として平成26年9月に瓦礫、汚染水、多核種除去設備二次廃棄物の18試料、平成27年2月に汚染水の9試料をそれぞれ輸送しました。

輸送した試料の分析結果は、3-1項及び3-3項に示しました。

## (3) 今後の計画

1Fで採取した廃棄物試料の分析を行い、結果を報告していきます。

また、中長期ロードマップ[2]の中で、2017年度に処理・処分に関する基本的な考え方を取りまとめ、2021年度に処理・処分における安全性の見通しを確認することとなっています。これらの目標の達成に寄与できるように、技術開発を進めていきます。

更に、廃炉国際共同研究センターは、福島第一の廃止措置を推進するため、国際的な拠点機能を発揮することが期待されています。このため、事故廃棄物の処理・処分に係る研究開発について、国際協力を今後、推進していきます。

本研究は、平成25年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」に係る補助事業の一環として、原子力機構が技術研究組合国際廃炉研究開発機構（IRID）の一員として実施した研究成果を含むものである。

- 《引用文献》 [1] 原子力損害賠償・廃炉等支援機構、"東京電力(株)福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン～2015年中長期ロードマップの改訂に向けて～"、平成27年4月30日（2015）  
[2] 廃炉・汚染水対策関係関係等会議、"東京電力(株)福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ"、平成27年6月12日（2015）

# 3-1 廃棄物の性状を理解する(1)

## — 福島第一原子力発電所構内試料及び原子炉建屋内瓦礫試料の分析結果 —

バックエンド技術部 放射性廃棄物管理技術課 田中 究、佐藤 義行

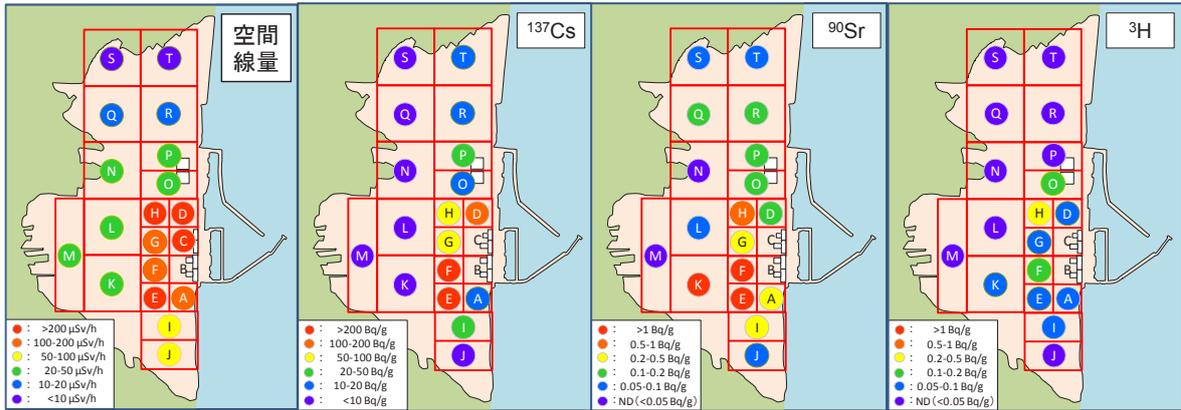


図1 立木試料の放射能濃度分布

福島第一原子力発電所構内の立木試料から検出された放射能濃度の分布を示しています。

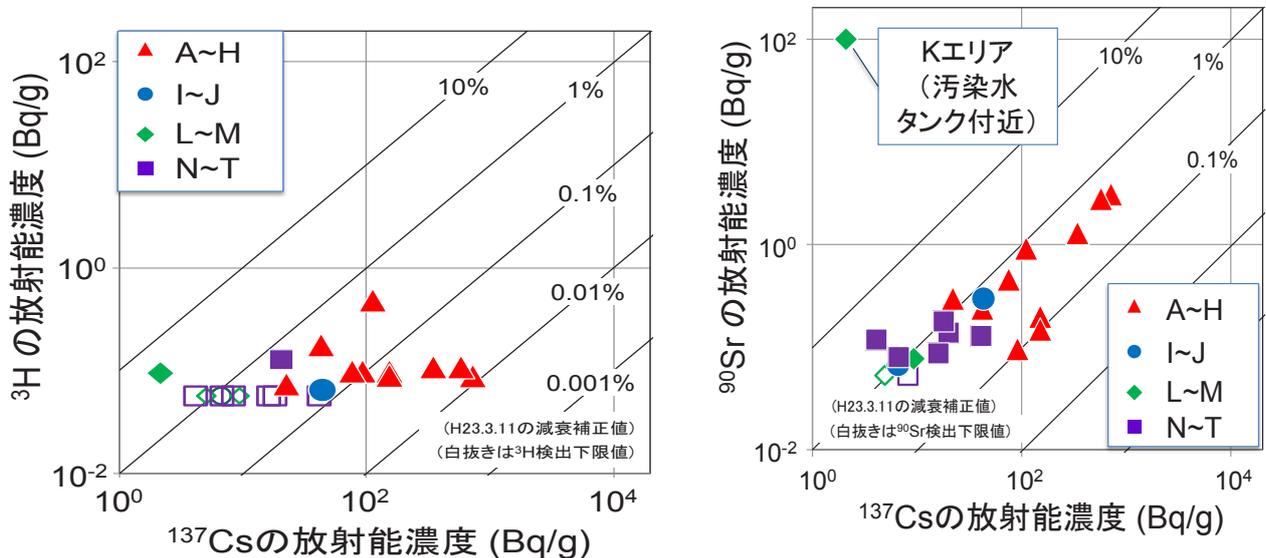


図2 立木試料の放射能濃度測定結果

立木試料における  $^{137}\text{Cs}$  の放射能濃度に対する  $^3\text{H}$  及び  $^{90}\text{Sr}$  の放射能濃度を示しています。

1F、1～4号機では、 $^{137}\text{Cs}$  や  $^{90}\text{Sr}$  などの核種を含む瓦礫・伐採木（瓦礫等）が大量に発生しました。原子力機構では瓦礫等の放射能の性状を把握するため、構内に飛散した瓦礫や集積場で採取した伐採木を対象に、放射能分析を行ってきました。しかし、これらの瓦礫等は、発生した位置が明確ではありませんでした。そこで、試料採取場所が明確な試料として、構内に植生している立木と1F1、1F2、1F3の原子炉建屋内瓦礫とを対象に、放射能分析を実施しました。

### (1) 構内の汚染状況調査

1F構内における汚染状況を把握するため、空間線量率のデータに基づき、20エリアを設定しました（図1A～T）。試料は、構内の代表的な立木である松とし、地表からの影響の少ない高さ4m程度の枝葉を採取し、詳細な放射能分析を実施しました。

放射能分析で取得した放射能濃度データのうち、検

出された核種の例について、1F構内の放射能濃度分布を図1に、放射能濃度の相関を図2に示します。図1に示すとおり、検出された核種の放射能濃度は、原子炉建屋周辺（A～H）が他のエリア（I～T）より高くなり、空間線量率と同じ傾向を示しました。また、図2では、 $^3\text{H}$  の放射能濃度が  $0.058 \sim 0.43\text{Bq/g}$  の範囲になり、 $^{137}\text{Cs}$  濃度との相関は見られませんでした。 $^{90}\text{Sr}$  については、放射能濃度が  $0.064 \sim 100\text{Bq/g}$  の範囲になり、 $^{137}\text{Cs}$  濃度と明瞭な相関関係があることが明らかとなりました。相関が見られた  $^{90}\text{Sr}$  と  $^{137}\text{Cs}$  の放射能濃度比 ( $^{90}\text{Sr}/^{137}\text{Cs}$ ) 比は平均0.6%であり、1F構内の建屋周辺瓦礫や土壌、1F構外の環境土壌と同程度であることが分かりました。

### (2) 原子炉建屋瓦礫試料の放射能性状調査

原子炉建屋の解体廃棄物の調査は、廃棄物対策を考える上で極めて重要であり、この調査を進めるためには、

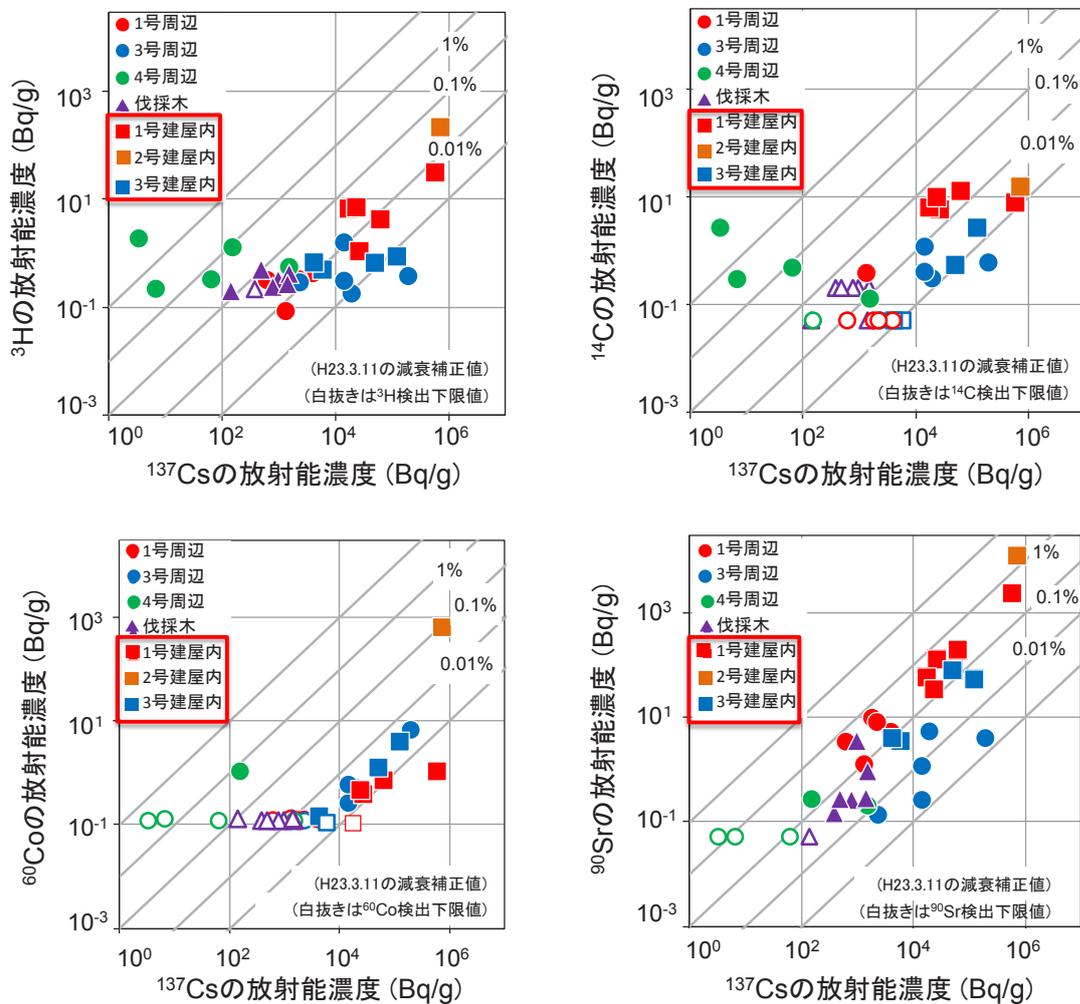


図 3 原子炉建屋内瓦礫試料の放射能濃度測定結果

原子炉建屋内瓦礫試料における  $^{137}\text{Cs}$  の放射能濃度に対する  $^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$ 、 $^{60}\text{Co}$  及び  $^{90}\text{Sr}$  の放射能濃度を示しています。

建屋の内部から得られた試料の分析が必要です。そこで、1F1 及び 1F3 においては、遠隔操作重機による原子炉建屋 1 階の障害物撤去作業の際に採取した瓦礫試料、1F2 では、原子炉建屋 5 階において採取したボーリングコア試料を対象として、放射能分析を実施しました。

これらの取得した放射能データのうち、 $^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$ 、 $^{60}\text{Co}$ 、 $^{90}\text{Sr}$  及び  $^{137}\text{Cs}$  の放射能データを図 3 に示します。分析した 10 試料のうち、 $^3\text{H}$  と  $^{14}\text{C}$  は 8 試料から検出され、 $^{60}\text{Co}$ 、 $^{90}\text{Sr}$  及び  $^{137}\text{Cs}$  は 10 試料全てから検出されました。 $^3\text{H}$  及び  $^{14}\text{C}$  は、原子炉建屋周辺の瓦礫（周辺瓦礫）において  $^{137}\text{Cs}$  濃度との相関関係が見られませんでした。原子炉建屋内瓦礫（建屋内瓦礫）では図 3 に示すように相関関係が見られます。これは、揮発しやすい  $^3\text{H}$  及び  $^{14}\text{C}$  が、原子炉建屋外では風雨により拡散し、均一な放射能濃度となるのに対し、原子炉建屋内では、炉心から放出された  $^3\text{H}$  や  $^{14}\text{C}$ 、 $^{137}\text{Cs}$  が吸着した後、あまり拡散せず、その場に留まっていることを示唆しています。このように原子炉建屋の内部と外部では、汚染の状態が

異なる可能性が示唆されました。一方、 $^{60}\text{Co}$  や  $^{90}\text{Sr}$  は、建屋内瓦礫及び周辺瓦礫ともに、 $^{137}\text{Cs}$  との相関関係が見られ、その放射能濃度比 ( $^{60}\text{Co}/^{137}\text{Cs}$  及び  $^{90}\text{Sr}/^{137}\text{Cs}$ ) は、建屋内瓦礫と周辺瓦礫で、ほぼ同程度の値となりました。これは、 $^{60}\text{Co}$ 、 $^{90}\text{Sr}$  及び  $^{137}\text{Cs}$  が同様な経路により拡散し、瓦礫等の汚染を引き起こしたことを示していると考えられます。

今後も、原子炉建屋内の試料を採取、放射能分析することにより、より詳細な事故廃棄物の性状把握を行い、廃棄物対策のみならず、事故解析の精度向上、より詳細な炉内状況把握にも繋げて行く予定です。

本研究は、資源エネルギー庁からの委託事業として技術研究組合国際廃炉研究開発機構（IRID）が受託しその組合員である原子力機構が実施した「平成 25 年度発電用原子炉等廃炉・安全技術基盤整備事業」の成果及び平成 25 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」に係る補助事業の一環として、原子力機構が IRID の一員として実施した研究成果を含むものである。

《参考文献》 ・ 田中 究、上野 隆、安田麻里、島田亜佐子、星亜紀子、亀尾 裕、"福島第一原子力発電所構内で採取した立木に対する放射化学分析"、日本原子力学会 2015 年春の年会予稿集 J03 (2015)。  
 ・ 経産省 H P、"福島第一発電所構内で採取した建屋内瓦礫、立木、落葉及び土壌の放射能分析、廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議（第 16 回）"、[http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/20150326\\_01.html](http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/20150326_01.html)

## 3-2 廃棄物の性状を理解する(2)

### — インベントリ評価手法について —

廃炉国際共同研究センター 廃棄物処理処分技術開発グループ 目黒 義弘、大井 貴夫、駒 義和、芦田 敬  
環境技術開発センター 基盤技術研究開発部 廃棄物処理技術グループ 加藤 潤、榊原 哲朗、中澤 修

1F 廃棄物は、現時点でも性状が十分に把握されていないため、その処理処分の方法を検討するうえで、廃棄物の性状を把握することが最も重要な研究課題の1つとなっています。特に、廃棄物の処理処分の安全評価においては、安全評価の対象とする放射性核種のインベントリ（廃棄物中の核種の量）に関するデータセットを必要とします。そのため、これらを整備することが性状把握研究の重要な役割になっています。しかし、対象とする廃棄物の種類が多いこと、廃棄物の採取が難しいことなどから、廃棄物の分析結果は限られたものになります。したがって、上記のインベントリデータセットは、基本的には計算によって求めることになります。計算によってインベントリデータセットを整備するため、解析的手法を整備することが重要になります。また、解析的手法で得られたインベントリデータセットの精度を向上させ、その妥当性を提示していく必要があります。このためには、限られた分析結果を用いて、直接分析できない廃棄物や直接分析できない核種のインベントリを推定する方法を整備し、それらを指標として、解析的手法の校正を行っていく必要があります。

本報告では、上記方針の基に開発を進めています。廃棄物を直接分析することなくインベントリを評価するための2つの方法、「解析的手法に基づく評価方法」と「分析結果に基づく評価方法」を解説すると共に、これらの手法によって評価した、セシウム吸着装置から発生した廃ゼオライト、第二セシウム吸着装置から発生した廃ゼオライト、除染装置から発生したスラッジのインベントリ評価結果について述べます。

#### (1) 解析的手法に基づく評価手法

1Fの事故に伴い発生した廃棄物は、破損した燃料から放出された放射性核種で汚染されていますが、その汚染の過程は完全には解明されていません。このことを踏まえ、事故後の放射性元素の量的な移行の全体像を俯瞰することと、内在する不確実性を明示することを特徴とした解析的手法に基づく廃棄物のインベントリ評価の考え方を構築しました。この際、1Fの事故における汚染源が炉心3基分に相当する核種量であることに留意して、保守性が過度とにならないように各パラメータの不確実性の設定を行いました。

汚染水処理二次廃棄物のインベントリ計算フローを図1に示します。燃焼計算により求めた燃料中の核種量から、建屋外放出分の核種量を減算し、炉内構造物の核種量を加算して、建屋内に残存する核種量を算出します。これに滞留水への移行割合を乗じると、汚染水中の核種量を算出できます。汚染水中の核種濃度から、汚染水処

理工程の除染係数 (DF) を考慮して、各廃棄物のインベントリを算出することができます。

例として、セシウム吸着装置から発生したゼオライトのインベントリ推算結果を図2（一部抜粋）に示します。計算フローで考慮した不確実性要因の組合せにより得られた推算値が幅となって表されています。不確実性要因では、滞留水への核種の移行割合の感度が特に高くなりました。また、処分の安全評価上重要核種となる<sup>129</sup>I、<sup>14</sup>C、<sup>79</sup>Seや $\alpha$ 核種等については、廃棄物中の核種の有無や量が線量評価結果を左右するため、除染係数設定の不確実性の影響に注意が必要です。これらの不確実性要因については、分析データの拡充によってその評価精度の向上を図ることができますが、処分の安全評価結果を適宜フィードバックすることで、重点的に低減すべき不確実性の同定とその目標を明確にし、効率的な研究推進につなげるのが肝要です。

#### (2) 分析結果に基づく評価手法

汚染水処理装置の入口及び出口の水を採取し、これらの試料水中の放射性核種濃度を分析した結果（核種Aの装置入口水中の濃度  $C_{A,in}$ 、装置出口水中の濃度  $C_{A,out}$ ）、及び汚染水処理装置から発生した廃棄物量 (W) とその廃棄物が発生する間に処理した汚染水量 (V) から、廃棄物中に含まれる放射性核種濃度 ( $C_{A,w} = (C_{A,in} - C_{A,out}) \times V / W$ ) を算出しました。

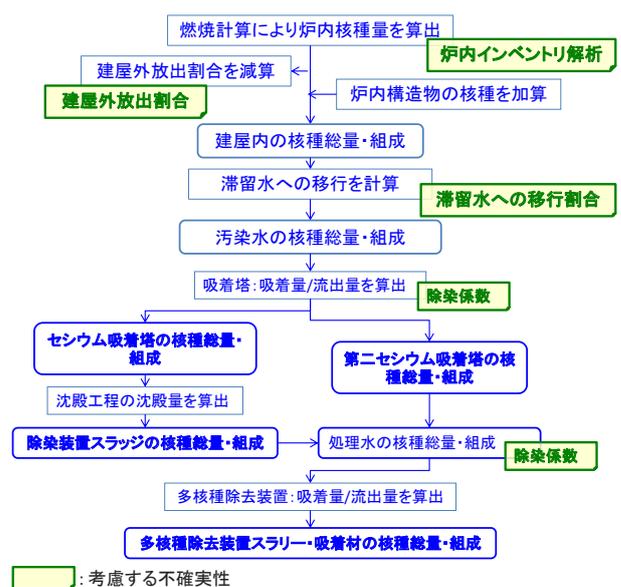


図1 インベントリ計算フロー

解析的に放射性廃棄物のインベントリを評価するため、事故後の放射性元素の量的な移行の全体像を設定し、内在する不確実性を組み込んだ計算フローを構築しました。

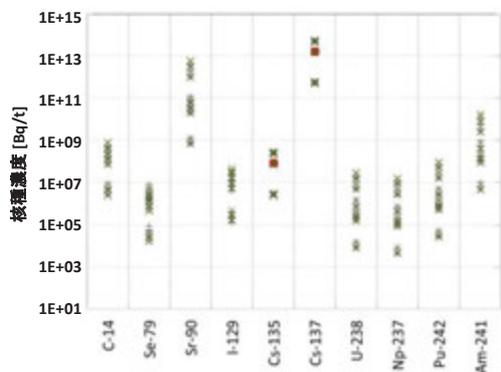


図2 インベントリ推算結果の一例

解析的手法に基づき、セシウム吸着装置から発生した廃吸着塔中のゼオライトの平均核種濃度を評価することができました。

2011年6月から2014年8月までの処理水から、すでに分析が終了しているセシウム吸着装置の入口水5点及び出口水3点、第二セシウム吸着装置の入口水3点及び出口水4点、除染装置の入口水及び出口水各1点の分析結果を計算に用いました。ここで、両方の試料水に検出される核種をA群、入口の汚染水にのみ検出される核種をB群、両方共に検出されない核種をC群に分類しました。A群の核種の評価において、入口水で検出された濃度の分析結果の中の最大値を入口濃度として、出口水濃度の分析結果の中の最小値を出口濃度として選びました。B群の核種の評価において、検出された濃度の最大値を入口濃度とし、出口濃度を0としました。C群の核種の評価では、入口水における分析の検出下限値を入口濃度とし、出口濃度を0としました。インベントリ評価において、 $^{135}\text{Cs}$ 、 $^{239,240,241,242}\text{Pu}$ 、 $^{242\text{m},243}\text{Am}$  (C2群)は汚染水中に検出されず、かつ検出下限値が高いため、今回の評価手法では、過度に保守側の評価となります。そこで、これら核種については、炉内燃料の核種組成 [1] と、 $^{137}\text{Cs}$ 、 $^{238}\text{Pu}$ 、 $^{241}\text{Am}$  の評価結果を用いてインベントリを評価しました。

評価結果の一例として、セシウム吸着装置から発生した廃吸着塔中のゼオライトのインベントリ評価結果を図3に示します。32核種のインベントリを評価することに成功しました。また、第二セシウム吸着装置のゼオライトに対しては24核種、除染装置のスラッジに対しては10核種のインベントリが評価できました。今回評価対象としたどの廃棄物も $^{137}\text{Cs}$ の濃度が最も高くなりました。本評価方法では、多くの核種において汚染水中に含まれるすべての量が処理装置によって除去されるとしているため、保守的な評価となっていますが、実際の廃棄

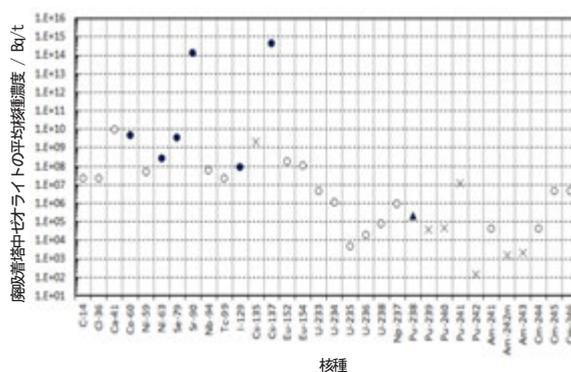


図3 セシウム吸着装置から発生した廃吸着塔中のゼオライトのインベントリ

セシウム吸着装置の入口及び出口から採取した水の分析結果に基づいて、セシウム吸着装置から発生した廃吸着塔中のゼオライトの平均核種濃度を評価することができました。

物が今回の評価結果よりも高濃度とならないような評価を実施することができました。今後、A群の核種は汚染水処理の進捗による汚染水中の核種濃度の変化を反映することによって、B群の核種は吸着材による除染係数を求めることにより保守性を低減して、C群の核種は分析下限値の向上によって保守性を低減し、それぞれ評価結果の正確度向上が図れます。

### (3) まとめ

本研究開発において、1Fの汚染水処理から発生する放射性廃棄物のインベントリを評価する2つの手法を構築し、それぞれの手法で3種類の放射性廃棄物のインベントリを評価することができました。評価結果は、まだそれぞれに大きな不確実性を持っており、単純に比較することができる段階にはありませんが、これらを比較していくことによって、それぞれの手法における課題も明確になってきます。また、汚染水の分析や汚染水処理に使用されている吸着材への元素の分配係数の測定などを進めることによって、両手法の不確実性の低減につながると考えています。すでにゼオライトへの元素の分配係数の測定を開始しております。また、将来的には廃棄物を分析することによってインベントリを評価していく予定ですが、多くの廃棄物の分析を実施することは困難であり、その分析結果の代表性に課題が残るため、今回構築した2つの評価法と合わせ、総合的により正確なインベントリデータセットの整備を目指していきます。

平成25年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」に係る補助事業の一環として、原子力機構が技術研究組合国際廃炉研究開発機構 (IRID) の一員として実施した研究成果を含むものである。

- 《参考文献》
- ・大井貴夫ほか、"福島第一事故廃棄物のインベントリ評価手法の開発 (3) 評価手法開発の概要"、日本原子力学会 2015年秋の大会 I13 (2015)。
  - ・加藤潤ほか、"福島第一事故廃棄物のインベントリ評価手法の開発 (5) 汚染水処理二次廃棄物の分析結果に基づく評価手法"、日本原子力学会 2015年秋の大会 I15 (2015)。
  - ・杉山大輔ほか、"福島第一事故廃棄物のインベントリ評価手法の開発 (6) 汚染水処理二次廃棄物の解析的な推定手法"、日本原子力学会 2015年秋の大会 I16 (2015)。
  - ・目黒義弘ほか、"福島第一事故廃棄物のインベントリ評価手法の開発 (7) 汚染水処理二次廃棄物のインベントリ評価手法の比較"、日本原子力学会 2015年秋の大会 I17 (2015)。

《引用文献》 [1] 西原健司ほか、"福島第一原子力発電所の燃料組成評価"、JAEA-Data/Code, 2012-018 (2012)。

# 3-3 廃棄物の性状を理解する(3)

## — 水処理二次廃棄物の性状把握 —

環境技術開発センター 福島技術開発試験部 研究開発第1課 比内 浩、荒井 陽一、福田 裕平

1Fでは、汚染水中の放射性核種の除去を目的として多核種除去設備が運転されています。本設備には、既設多核種除去設備、増設多核種除去設備及び高性能多核種除去設備の3種類があり、前処理設備と吸着塔で構成されています。既設多核種除去設備の前処理設備では、吸着塔での阻害因子である有機物の除去及び $\alpha$ 核種の除去を目的とした鉄共沈処理工程と、Sr吸着を阻害するアルカリ土類金属の除去を目的とした炭酸塩沈殿処理工程があり、汚染水処理に伴いスラリー状の二次廃棄物が発生します。また、多核種除去設備に使用される吸着塔も同様に、放射性物質を吸着した廃吸着材が二次廃棄物として発生します。このような二次廃棄物は、従来の原子力発電所で発生した廃棄物と性状が異なるため、廃棄物の処理・処分の安定性の見通しを得る上で、その中に含まれる放射性核種の種類と放射能濃度や性状を詳細に把握することが不可欠になります。

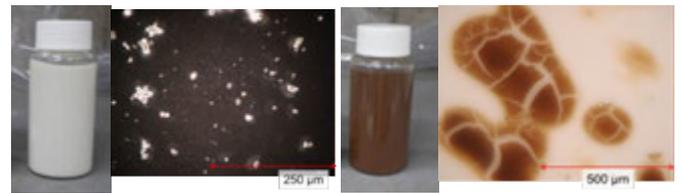
原子力機構では、鉄共沈及び炭酸塩沈殿の二次廃棄物(以下、スラリーという)の採取を行うと共に、核燃料サイクル工学研究所に輸送し、粒度分布測定や放射化学分析を実施しています。また、廃吸着材の分析前処理方法の検討として、模擬廃棄物を用いた溶液化検討実験を行っています。

### (1) スラリーの粒度分布測定

スラリーの長期保管の前処理として固液分離による水分除去処理が予定されており、固液分離技術の一種であるろ過法の採用が検討されています。その適用性を検討する上では、スラリーの粒子径データが必要です。そこで、スラリー粒子を顕微鏡により画像撮影し、その画像を解析することによる粒度分布測定法を構築し、スラリーの粒度分布や平均粒子径を取得しました。

測定方法は、スラリーを少量採取し、脱イオン水にて500倍程度に希釈・分散させ、この一部を精密ろ過フィルター上に塗布して自然乾燥させました。このフィルターは、放射性物質の飛散を防ぐため、マイラー膜ホルダにて密封し、画像観察用試料としました。顕微鏡を用いてこの試料の粒子画像を撮影しました。撮影した粒子画像を解析し、粒度分布、平均粒子径のデータを取得しました。検出可能な粒子径の範囲は $1\mu\text{m}$ 以上であり、また、円相当径を粒子径として解析しました。

顕微鏡での観察結果から、鉄共沈スラリーについては粒子状を呈していないことが分かり、鉄共沈スラリーのろ過方法の採用には工夫が必要なが分かりました(図1)。炭酸塩スラリーの粒子画像を解析した結果、粒度分布が初めて取得でき(図2)、平均粒子径(個数基準)は $3.62\mu\text{m}$ 、メジアン径(個数基準)は $2.36\mu\text{m}$ 、検出された最大粒子径は $23.2\mu\text{m}$ でした。



a) 炭酸塩スラリー                      b) 鉄共沈スラリー  
図1 炭酸塩スラリーと鉄共沈スラリーの外観と粒子画像

炭酸塩スラリーは白色の粒子であるため、黒色に色付けされたフィルターを用いて撮影しました。鉄共沈スラリーは褐色であるため、白色のフィルターを用いて撮影しましたが、粒子状では無く、粒径を求めることができませんでした。なお、鉄共沈スラリーに観察されたひび割れは、乾燥によるものと推察されます。

### (2) スラリーの放射能分析

二次廃棄物に含まれる放射性核種の種類と放射能濃度は、廃棄物の処理・処分を評価する観点で重要な分析項目であり、それらの結果を基に早期に二次廃棄物中のインベントリを評価することが望まれています。そこで、採取された鉄共沈及び炭酸塩スラリーについて放射化学分析を行い、スラリーの性状について調査しました。

スラリーの溶解は、硝酸による溶解を検討しましたが、残渣が発生したため、鉄共沈スラリーはアルカリ融解処理で、炭酸塩スラリーは硝酸と過酸化水素との混酸により溶解しました。これらの溶解液について、施設上の制限により公定分析法等を基に一部改善を加えた方法で、放射化学分析を実施しました。

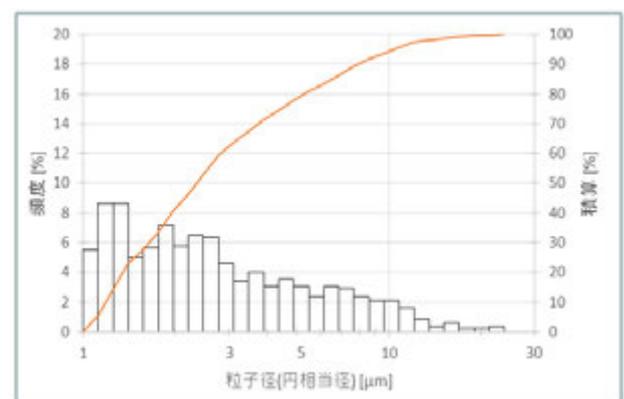


図2 炭酸塩スラリーの粒度分布

粒子径は数 $\mu\text{m}$ ~数 $10\mu\text{m}$ の範囲で広く分散していることが確認されました。

鉄共沈スラリー及び炭酸塩スラリーにおいて共に、 $^3\text{H}$ 、 $^{54}\text{Mn}$ 、 $^{90}\text{Sr}$ 、 $^{60}\text{Co}$ 、 $^{137}\text{Cs}$ が検出され、 $^{90}\text{Sr}$ が支配的でした(表1)。 $\gamma$ 核種である $^{54}\text{Mn}$ 、 $^{60}\text{Co}$ 、 $^{137}\text{Cs}$ はほぼ同様に濃縮されていました。 $^3\text{H}$ については、汚染水と同レベルの濃度であり、スラリーの液体分に存在したものと

表 1 各スラリーの放射能分析結果

汚染水の代表例として、核燃料サイクル工学研究所にて測定された SARRY 出口水を例示します(表中の\*)。これらの値と各スラリーの分析結果を比較しますと、鉄共沈と炭酸塩における  $^{90}\text{Sr}$  の濃縮と、鉄共沈における  $^{125}\text{Sb}$  の除去が推察されました。

試料名	$\gamma$ 線放出核種				$\beta$ 線放出核種	
	$^{54}\text{Mn}$ (約312日)	$^{60}\text{Co}$ (約5.3年)	$^{125}\text{Sb}$ (約2.8年)	$^{137}\text{Cs}$ (約30年)	$^3\text{H}$ (約12年)	$^{90}\text{Sr}$ (約29年)
SARRY 出口水*	$6.5 \times 10^{-2}$	$5.4 \times 10^{-1}$	$7.9 \times 10^0$	$4.9 \times 10^{-1}$	$5.0 \times 10^2$	$1.9 \times 10^4$
鉄共沈	$(1.6 \pm 0.1) \times 10^2$	$(1.1 \pm 0.1) \times 10^3$	$(7.3 \pm 0.1) \times 10^3$	$(2.9 \pm 0.1) \times 10^3$	$(3.0 \pm 0.2) \times 10^2$	$(1.2 \pm 0.1) \times 10^6$
炭酸塩	$(2.9 \pm 0.6) \times 10^1$	$(1.4 \pm 0.1) \times 10^2$	$< 2 \times 10^2$	$(2.7 \pm 0.1) \times 10^2$	$(3.3 \pm 0.2) \times 10^2$	$(1.3 \pm 0.1) \times 10^7$

(単位: Bq/cm<sup>3</sup>)

推測されます。鉄共沈スラリー及び炭酸塩スラリーでは共に微量ですが  $\alpha$ 線放出核種である Pu や Am も検出され、鉄共沈処理工程で除去しきれなかった Pu や Am が炭酸塩沈殿処理工程でも除去されていることが確認できました。これらの放射化学分析により、インベントリ評価の上で重要なデータを取得できました。

### (3) Cs 吸着材の分析前処理方法の検討

多核種除去設備に用いられる吸着材についても、その二次廃棄物の処理・処分の安全性の評価が必要です。放射性核種等の分析には、試料を完全に溶液化した後、妨害成分の除去や分析成分の濃縮等の前処理が必要です。Cs 吸着材として用いられている難溶解性フェロシアン化合物について、溶液化に関する基礎データの取得のため、模擬廃棄物試料の熱分解特性と、熱分解生成物の酸溶解性を調査しました。

模擬廃棄物には交換容量の約 50% の Cs を吸着させた Cs 吸着材を用いました。模擬廃棄物を電気炉において空気雰囲気中で 400℃及び 500℃にて 1～3 時間保持しました。熱分解特性の把握のために熱分解処理前後の赤外線吸収スペクトル及び重量を測定しました。熱分解生成物は硝酸、硫酸及び硝酸と過酸化水素の混酸による酸溶解を行い、溶解率の評価のために残渣の重量と溶解液中の Cs 濃度を測定しました。

模擬廃棄物の熱分解処理において、加熱温度や時間による熱分解後の重量変化に差異は認められないことを確認しました。赤外線吸収スペクトルの測定結果より、熱分解処理後の試料はシアノ基のピーク (2000cm<sup>-1</sup>) が消失していることを確認し、フェロシアン化合物が分解されていることを確認しました(図 3)。500℃での熱分解生成物を用いてそれぞれの酸による溶解試験の結果、硝酸に対する溶解性は、硝酸濃度が高く溶解時間が長いほど

ど高くなる傾向が認められ、濃硝酸(約 13mol/L)を用いた 4 時間の溶解では 100%に近い溶解率に達しました。混酸では濃硝酸と同等の溶解率を示し、硫酸による溶解率は約 70%と低い傾向にありました。なお、吸着した Cs は、酸溶解条件には依存せず、多くの残渣が確認された条件でも約 90～100%と高い回収率が得られました。よって、濃硝酸または混酸を用いた酸溶解により全量溶解が可能であり、吸着した元素の回収が可能であることが分かりました。

以上より、熱分解と酸溶解法を組合せた前処理により、Cs を吸着した難溶解性フェロシアン化合物の溶液化の方法として採用できる見通しが得られました。

引き続き、Sr 吸着材などの他の吸着材についても分析前処理方法の検討を進めていきます。

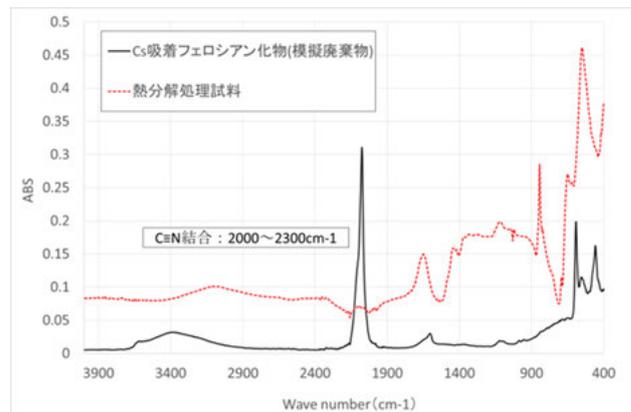


図 3 フェロシアン化合物の熱分解に伴う赤外線吸収スペクトルの変化

熱分解処理後の試料には、2000 cm<sup>-1</sup> 付近に検出されるシアノ基のピークの消失を確認しました。

本研究は、平成 25 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」及び平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」に係る補助事業の一環として、原子力機構が技術研究組合国際廃炉研究開発機構 (IRID) の一員として実施した研究成果を含むものである。

- 《参考文献》
- ・ 福田裕平ほか、"福島第一原子力発電所の事故に伴う水処理二次廃棄物の性状調査 (1) 多核種除去設備スラリーの粒度分布測定"、日本原子力学会 2015 年秋の大会予稿集、I10 (2015)。
  - ・ 比内浩ほか、"福島第一原子力発電所の事故に伴う水処理二次廃棄物の性状調査 (2) 多核種除去設備スラリーの放射化学分析"、日本原子力学会 2015 年秋の大会予稿集、I11 (2015)。
  - ・ 荒井陽一ほか、"多核種除去設備の二次廃棄物に関する分析方法の検討 (1) フェロシアン化合物の分析前処理方法の検討"、日本原子力学会 2015 年秋の大会予稿集、I12 (2015)。
  - ・ 廃炉・汚染水対策チーム会合 / 第 21 回事務局会議、資料 3-4 汚染水処理二次廃棄物の放射能評価のための多核種除去設備スラリー試料分析、(2015)。

[http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2015/pdf/0827\\_3\\_4c.pdf](http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2015/pdf/0827_3_4c.pdf)

# 3-4 水処理二次廃棄物の安定保管に向けて(1)

## — 廃ゼオライトの保管対策評価 —

廃炉国際共同研究センター 保管機器健全性評価グループ 山岸 功、永石 隆二、佐藤 博之  
原子力基礎工学研究センター 防食材料技術開発グループ 加藤 千明

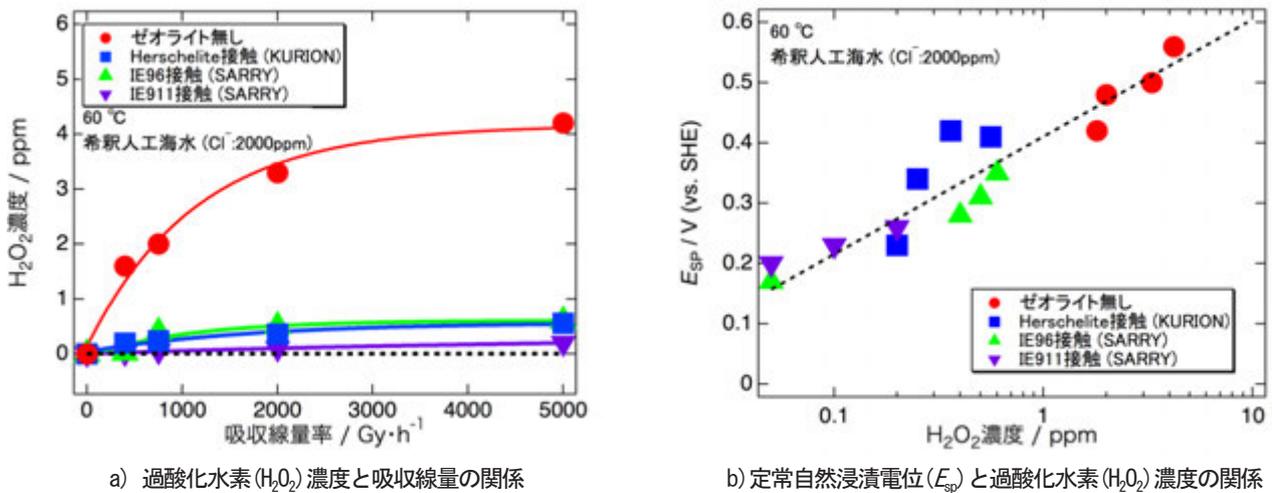


図 1 ガンマ線照射下のゼオライト共存系における水質分析結果とステンレス鋼の電位

希釈人工海水に吸着材(ゼオライト)を共存させて照射すると、水の放射線分解で生じる過酸化水素(H<sub>2</sub>O<sub>2</sub>)の生成が大幅に抑制されることが分かりました(図1a))。また、ステンレス鋼の局部腐食発生リスクは、定常自然浸漬電位( $E_{sp}$ )が高いほど高まりますが、H<sub>2</sub>O<sub>2</sub>濃度が低いほど電位は小さな値となりました(図1b))。ゼオライトが共存する水の放射線分解では酸化剤(H<sub>2</sub>O<sub>2</sub>)の生成が抑制され、電位の上昇が抑えられることにより、ステンレス鋼の局部腐食発生リスクが低減されると考えられます。

汚染水処理では、ゼオライト鉱物系吸着材を充填した吸着塔により、放射性セシウム(Cs)を除去しています。使用済の吸着塔は強い放射線を出すため、遮へい体に入れて一時保管されていますが、長期間安全に保管するための課題の抽出と評価が必要です。例えば、初期の汚染水には海水が高濃度で混入しており、水の放射線分解による水素発生量や吸着塔容器材料の腐食への影響に関する評価が重要です。原子力機構では、汚染水処理の初期に中心的に稼働したセシウム吸着装置(KURION：ゼオライト吸着材 Herschelite)の使用済吸着塔を対象に、水素発生と腐食影響の評価に取り組んできました。本稿では、第二セシウム吸着装置(SARRY：ゼオライト吸着材 IE96 及びゼオライト類似吸着材 IE911)から発生する吸着塔について得られた成果も含め、主に腐食影響評価に関する研究の進展を報告します。

### (1) ゼオライトによる局部腐食抑制機構の解明

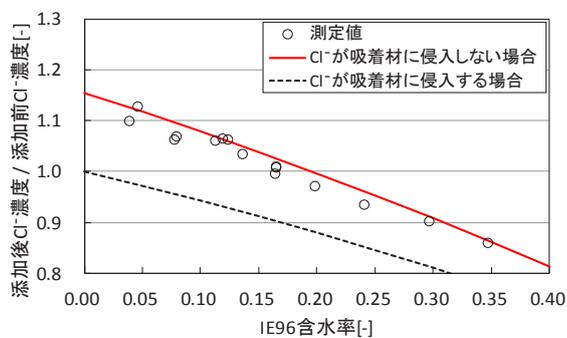
セシウム吸着塔はステンレス鋼(SUS316L)製ですが、海水に含まれる塩化物イオン(Cl<sup>-</sup>)による局部腐食(孔食・すきま腐食)の発生が懸念されます。一般的に、ステンレス鋼の定常自然浸漬電位( $E_{sp}$ )が局部腐食発生電位(V<sub>C</sub>)を上回ると、局部腐食発生リスクが存在すると評価できます。使用済吸着塔内には、ゼオライトを洗浄した水が残り、放射性Csから放射線が照射される環境になります。これを模擬するために、ガンマ線照射試験を行っています。これまでの研究により、水の放射線分解で生じる酸化剤によって $E_{sp}$ が上昇するため、放射線によって局部腐食が発生するリスクが高まることを確認しました。一方で、ゼオライトをステンレス鋼に接触させて照射すると、 $E_{sp}$ の上昇が抑制され、ゼオライトが

存在しない場合に比べて腐食発生リスクが大きく低下することが分かりました。しかし、この腐食抑制効果が、どのような機構によって起こるのかが不明でした。

照射下の $E_{sp}$ 上昇抑制の機構は、ゼオライトが存在することで放射線分解によって生じる酸化剤濃度が低減したためと考えると、ガンマ線照射後にゼオライト接触水の水質分析を行いました。その結果、希釈人工海水中でゼオライトを接触させた場合、水の放射線分解で生じる過酸化水素(H<sub>2</sub>O<sub>2</sub>)の生成が大幅に抑制されることが明らかになりました(図1a)。このH<sub>2</sub>O<sub>2</sub>生成の抑制効果はゼオライトの種類に依存しました。また、ステンレス鋼の $E_{sp}$ は、H<sub>2</sub>O<sub>2</sub>濃度と良い相関関係があり、 $E_{sp}$ はH<sub>2</sub>O<sub>2</sub>濃度が低いほど小さな値となりました(図1b)。 $E_{sp}$ が高いほどステンレス鋼の局部腐食の発生リスクが高まります。ゼオライトが共存する水の放射線分解では、酸化剤(H<sub>2</sub>O<sub>2</sub>)の生成が抑制され、 $E_{sp}$ の上昇が抑制されることを確認できました。この機構によって、ステンレス鋼の局部腐食の発生リスクが低減されると考えられます。

### (2) ゼオライトと海水混合物の加熱試験

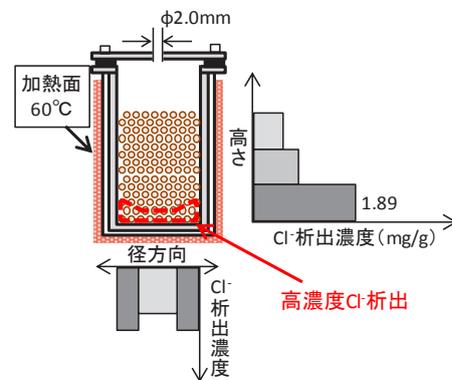
吸着塔の残留水の性状を調べるため、実規模のSARRY吸着塔にNaCl水(Cl<sup>-</sup>濃度:5000ppm)を充填後、実際の保管手順に近い洗浄排水操作を実施しました。KURION吸着塔を用いた洗浄試験と同様に、塔内に残留する水量とCl重量から、保管開始時の残留水中Cl濃度は数十ppm程度であると推定されました。この様にCl濃度が希薄である保管の初期状態では、ゼオライトによる照射下の腐食抑制効果もあり、腐食発生リスクは低減されると考えられます。保管が長期に渡るとCs



(a) IE96を添加した希釈海水のCl<sup>-</sup>濃度の変化



(b) SUS容器外観



(c) SUS容器外部加熱試験結果

## 図2 ゼオライトへの塩水吸収試験及び加熱時の塩分移動性試験の結果

乾燥したゼオライトを希釈人工海水に添加すると、Cl<sup>-</sup>濃度が増加しました(図2(a))。ゼオライト細孔に水分子が浸入し、Cl<sup>-</sup>イオンは侵入しない仮定式で実験値を整理できることから、Cl<sup>-</sup>イオンはゼオライト粒子の間隙水に主に存在すると推定されます。また、ゼオライトと希釈人工海水をステンレス鋼製容器に充填して蓋を付け(図2(b))、容器を外部から加熱した試験では、水が蒸発する吸着材粒子上に、不揮発性の塩化物が多く析出しました(図2(c))。実際のCs崩壊熱では、ゼオライト層中心部(高温部)で水分蒸発と塩析出が起こることを示唆しています。

崩壊熱によって残留水が蒸発し、Cl<sup>-</sup>イオンの濃縮によって腐食のリスクが高まります。このため、ゼオライト共存下でのCl<sup>-</sup>イオン濃縮挙動を調べました。

多孔質ゼオライト粒子層を水で満たすと、粒子間隙と粒子内細孔に水が分配されますが、Cl<sup>-</sup>イオンがどこに分配されるのかを調べました。加熱乾燥、吸湿、加水によって含水率の異なるゼオライト(IE96)を調整し、希釈人工海水(Cl<sup>-</sup>濃度1200ppm)に添加・攪拌しました。この時のCl<sup>-</sup>濃度の変化を図2(a)に示します。図の破線は水とCl<sup>-</sup>イオンが粒子内の細孔に浸入する場合、実線は水のみが細孔に浸入する場合を仮定しています。測定値と実線の一致で示される様に、水分子は細孔に浸入しますが、Cl<sup>-</sup>イオンは浸入せず、主に粒子間隙水に存在すると推定されます。これは、ゼオライトが陰電場を有する陽イオン交換体であることと関係していると考えられます。なお、仮定式では、細孔水と間隙水の境界を設定する必要がありますが、水蒸気吸着法によって相対湿度100%での含水率を0.196(細孔水19.6wt%相当)と決めました。

易動性の間隙水に存在するCl<sup>-</sup>イオンが加熱時にどのように濃縮されるのかを調べました。ゼオライトと希釈人工海水の混合物をSUS316L製容器(内部φ25mm×H50mm)に、高さ40mmまで充填し、容器の側面と底部をアルミブロックで外部から加熱しました。乾燥後のゼオライトを鉛直、径方向に採取し、塩分を水洗回収して、塩化物の析出分布を測定しました。SUS容器上部を開放(蓋なし)した加熱試験では、蒸発面となる上部ゼ

オライトの粒子上に塩化物の析出が多く見られました。一方、孔のある蓋を付けた容器(図2(b))の加熱試験では、下部円周部に塩化物の析出が多く見られました(図2(c))。水の蒸発と凝縮が繰り返される過程で、Cl<sup>-</sup>イオンが間隙水と共に高温の蒸発面に移動・析出したと考えられます。同形状の石英容器を用いた試験では、蓋がない場合はゼオライトの上部から乾燥が始まり、蓋がある場合は下部から乾燥が進行することも確認しました。このような析出傾向は、Herschelite吸着材を用いても観察され、60°Cよりも80°Cの方が、析出部位が明確になりました。

実際の吸着塔では、Cs崩壊熱によって吸着塔(吸着材)の中央部が高温になると推定されます。本試験の容器外部加熱では壁面温度が高く、中央部の温度が低いため、実際の温度分布と逆であることに留意する必要があります。つまり、実際の吸着塔の塩分移動挙動では、間隙水の塩化物が吸着材中央部へ移動・析出し、容器壁付近のCl<sup>-</sup>濃度が低下する可能性を示唆しています。電力中央研究所では、小型吸着塔模型内のゼオライト充填層中心部をヒーターで加熱する試験を実施し、塔底部の残留水に含まれるCl<sup>-</sup>濃度が加熱時間と共に減少し、ヒーター付近に塩化物が濃縮されることを確認しました[1]。SUS容器と小型吸着塔模型試験で観察された現象は、実際の吸着塔内の水の蒸発に伴って容器材付近のCl<sup>-</sup>濃度が低下し、腐食発生リスクが低減される可能性を示しています。この現象は、保管対策検討において非常に重要で、実規模で検証する試験を準備しています。

本研究は、資源エネルギー庁からの委託事業として技術研究組合国際廃炉研究開発機構(IRID)が受託しその組合員である原子力機構が実施した「平成25年度発電用原子炉等廃炉・安全技術基盤整備事業」の成果及び平成25年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」に係る補助事業の一環として、原子力機構がIRIDの一員として実施した研究成果を含むものである。

- 《参考文献》
- ・ I. Yamagishi, et al., "Characterization and storage of radioactive zeolite waste", J. Nucl. Sci. Technol. **51**, 1044 (2014).
  - ・ 加藤千明 他, "ガンマ線照射下における希釈海水を含むゼオライト中ステンレス鋼の局部腐食挙動", 日本原子力学会和文論文誌, **14**, 181 (2015).
  - ・ C. Kato, et al., "Effects of Gamma-Ray Irradiation on Spontaneous Potential of Stainless Steel in Zeolite-Containing Diluted Artificial Seawater", Proceeding of 17<sup>th</sup> International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems, Aug. 9-12, Ottawa, Canada (2015).
  - ・ 山岸功 他, "廃ゼオライト長期保管方策の検討,8; SUS容器の外部加熱によるゼオライト乾燥試験", 日本原子力学会2015年秋の大会, 予稿集, I08 (2015).
- 《引用文献》 [1] 宇留賀和義 他, "廃ゼオライト長期保管方策の検討,9; 可視化模型の内部加熱による乾燥試験", 日本原子力学会2015年秋の大会, 予稿集, I09 (2015).

# 3-5 水処理二次廃棄物の安定保管に向けて(2)

## — 処理技術カタログの整備と基礎試験による技術情報の拡充 —

環境技術開発センター 廃棄物処理技術グループ 佐藤 淳也、鈴木 眞司、中川 明憲、加藤 潤、榊原 哲朗、中澤 修  
 環境技術開発センター 基盤技術研究開発部 目黒 義弘  
 再処理技術開発センター 環境保全部 処理第2課 佐藤 史紀、山下 昌昭、助川 博文

1F 原子炉施設内には、破損した燃料等に接触し<sup>137</sup>Cs等の放射性核種で汚染された冷却水が大量に発生するため、汚染廃水の低減及び有効利用の観点から放射性核種を取り除いて冷却に再利用しています。この放射性核種を取り除く処理工程からは、放射性核種を含んだ様々な廃棄物(水処理二次廃棄物)が発生していますが、将来的にはこれらの廃棄物も他の放射性廃棄物と同様に、処分するために固化などの処理を行う必要があります。

原子力機構では、水処理二次廃棄物も含め1Fで発生した放射性廃棄物の将来の安全な処理を実現するため、放射性廃棄物を対象とする実用的な処理技術の調査を行い、カタログ化を進めています。また、カタログを整備する過程で不十分な技術情報については、基礎試験を行い、カタログデータに充当する研究も進めています。

本報告では、これまでに作成した実用処理技術のカタログと、多核種除去設備ALPSから発生する廃棄物について実施した基礎試験の結果について紹介します。

### (1) 実用処理技術カタログの整備

2013年に国内外の処理技術を報告していますが、カタログ化を進めるため、詳細な文献調査を行いました。調査にはIAEAの文献データベースINISを用い、技術概要、適用廃棄物、プロセスフロー、処理能力及び廃棄物特性、安全操作性、国内外の実績などの観点でまとめました。整理した処理技術を表1に示します。カタログの項目は、水処理二次廃棄物の処理技術として比較検討するために必要な情報ですが、例えば表1のジオポリマー固化技術については固体化性能の情報が不十分であったことから、この次に述べる基礎試験において関連

表1 カタログに整理した技術の一覧

国内外で放射性廃棄物に対して実績のある処理技術について、文献を調査しました。

廃棄物分類	減容技術	廃棄体化技術		
粉粒体等廃棄物	<ul style="list-style-type: none"> <li>・脱水処理</li> <li>・乾燥処理</li> <li>・焼却処理</li> <li>・ガス化処理</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・セメント混練固化</li> <li>・ジオポリマー固化</li> <li>・水ガラス固化</li> <li>・アスファルト固化</li> <li>・プラスチック固化</li> <li>・ガラス固化</li> <li>・熔融固化</li> <li>・焼結固化</li> <li>・水熱固化</li> <li>・HIP(Hot Isostatic Pressing)固化</li> <li>・ペレット成型・圧縮固化</li> </ul>		
		雑固体廃棄物	<ul style="list-style-type: none"> <li>・圧縮処理</li> <li>・熔融処理</li> <li>・切断処理</li> <li>・粉碎処理</li> <li>・焼却処理</li> <li>・ガス化処理</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・モルタル充填固化</li> </ul>

するデータを収集し、情報をカタログに追加しています。また、焼結固化技術などの情報にも不十分な点があることから、次年度の基礎試験によりデータを収集し、カタログの整備をさらに進める予定です。

### (2) 基礎試験① 吸着材の前処理試験

放射性核種を取り除くためALPSで使用されている材料(吸着材)には、有機成分が含まれています。有機成分は加熱による分解が可能ですので、廃棄物の量を減らすため、固める前に加熱処理することを検討しています。そこで、今後の固化試験に向けて、加熱処理により吸着材の量がどの程度減少するか、どの程度の温度で含まれている有機成分が分解されるのか試験を行いました。

今回は、ALPSで使用されている吸着材のうち、活性炭、銀添着活性炭、キレート樹脂、イオン交換樹脂の4種類を対象に、加熱前後の重量減少やゆっくりと温度を上げた際の重量の変化(TG分析)を測定しました。その結果、活性炭と銀添着活性炭では加熱後の重量は加熱前の1%以下となり、ほとんど残らないことが分かりました。一方、キレート樹脂とイオン交換樹脂は20%程度が残りましたが、元々含まれていた無機成分と考えられます。いずれの吸着材も600℃以上の加熱で完全に処理できる可能性が示されました。加熱処理前後の試料外観の一例を図1に示します。今後は、加熱した際に吸着していた放射性核種がどの様に移動するのかを調査し、実際の処理に必要な情報として整理していきたいと考えています。



図1 焼成前後のキレート樹脂の外観

加熱処理前後のキレート樹脂の外観です。左が加熱処理前、右が空気雰囲気中で600℃、3時間の加熱処理を行ったものです。

### (3) 基礎試験② 模擬スラリーの固化試験

ALPSには大きく2つの処理装置で構成されており、前段の処理装置では、水中に薬品を混ぜ込んで放射性核種を含む沈殿を作り、沈殿を取り除くことで汚染を除去する処理が行われています。この処理装置からは、鉄共沈スラリーと炭酸塩スラリーと呼ばれる二種類の沈殿物が廃棄物として発生しています。スラリーは多量の放射性核種を含むと同時に水分も多く含んでいることから、吸着材に比べて保管が難しく、早く安全な状態に処理することが求められています。そこで、スラリーを安全に

固化するために必要な技術情報を取得するための基礎試験を行いました。各スラリーは、東京電力㈱が公開している情報を基に模擬物を作製しました。今回は調査した処理技術の中から、最も簡単な操作で処理可能なセメント及びジオポリマー固化について調べました。固化に際しては、ひび割れや材料の分離等が見られることはないか、基準とする圧縮強度が得られるか、水に浸した場合、放射性核種（実験では非放射性の同位体を使用）がどの程度溶け出すか、放射線を当てた時にどの程度水素ガスが発生するか等の技術情報を収集しました。

鉄共沈スラリーは塩化セシウムと塩化ストロンチウムを溶かした溶液（模擬汚染水）に塩化鉄（Ⅲ）溶液に水酸化ナトリウム溶液を加えて pH を調整することで作製しました。炭酸塩スラリーは、模擬汚染水にさらに塩化カルシウムと塩化マグネシウムを溶解させ、水酸化ナトリウム溶液を加えて pH を調整してから炭酸ナトリウムを加えることで作製しました。作製したスラリーは固化試験で使用するには水分が多いので、ろ布によりろ過してから加圧脱水したものを固化試験に使用しました。

作製した模擬スラリーをセメントとジオポリマーによって固める試験を行いました。セメントは身近に使用されているポルトランドセメント（OPC）と OPC に高炉スラグという混雑物を加えて強度等の性能を高めた高炉スラグセメント B 種（BB）を使用しました。ジオポリマー（GP）は粘土の 1 つであるカオリナイトを焼いたものを材料に使用しました。

模擬スラリーと固型化材と水を混練し、直径 25mm、高さ 50mm の円柱状の固化体を作製しました。この際、

表 2 固化体の配合

模擬スラリーは充填率 30, 40, 50 wt% とし、固型化材は OPC, BB, GP の 3 種類を用いました。水固型化材比は予察試験により決定しました。

対象廃棄物	充填率 [%]	水固型化材比	
		OPC, BB	GP
鉄共沈スラリー	30	0.4	0.7
	40	0.6	0.8
	50	0.8	0.9
炭酸塩スラリー	30	0.4	1.0
	40	0.6	1.2
	50	0.8	1.6



図 2 作製した OPC 固化体の外観

模擬スラリーの OPC 固化体の外観です。いずれの固化体も 1 日で固まり、ひび割れや材料の分離は観察されませんでした。

A：鉄共沈スラリー固化体，B：炭酸塩スラリー固化体

水と固型化材の割合を変えたものを作製しました。セメントのみ減水剤をセメント量に対し 2wt% になるように加えました。固化体の配合は表 2 に示します。硬化に要する日数や膨張などの固化体の変形を観察すると共に、28 日間養生した後の固化体の一軸圧縮強度、セシウムやストロンチウムの溶出性、放射線照射時の水素ガス発生量を測定しました。

作製した固化体の写真の一例を図 2 に示します。全ての試料は 1 日で固まり、ひび割れや材料の分離等は見られず、問題なく固められることが分かりました。固めた試料の強度を測定した結果が図 3 です。模擬スラリーを全体の 30% 加えた試料では、どの固型化剤を使用した場合でも高い強度を持つことが分かりました。しかし、模擬スラリーの量が増えるにつれて、試料の強度が急激に低くなってしまいうことも分かりました。これは、脱水後の模擬スラリーにも水分が含まれており、試料中の過剰な水分が固化に悪影響を与えたものと考えています。

次に固化試料からセシウムとストロンチウムがどれだけ溶出するかを調査した結果、ジオポリマーで固めた試料ではセメントで固めた試料と比較しておよそ 10 分の 1 に溶出を抑えることができました。また、放射線をあてた結果、鉄共沈スラリーを固めた試料では炭酸塩スラリーを固めた試料と比較して、水素の発生量が小さくなる傾向が観察されました。これは、固化試料に含まれる成分によって水素の発生量が変化することを示しており、今後はどの成分が水素の発生量に影響を与えるのかを引き続き調査していきたいと考えています。[1]

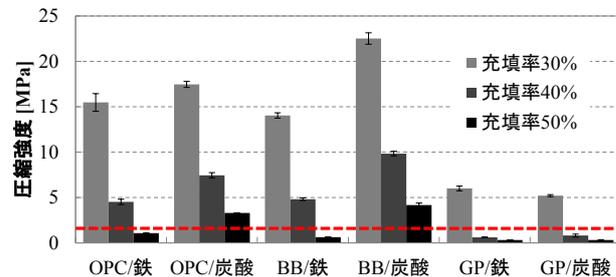


図 3 固化体の圧縮強度

固化体の養生 28 日目の強度を示します。模擬スラリーを 30% 添加した固化体では、放射性廃棄物の廃棄体基準 1.47 MPa（赤線）を満たす強度を示しました。しかし、模擬スラリーの量が多くなるにつれて、著しく強度が低下しました。横軸：固型化材/模擬スラリーの種類（鉄：鉄共沈スラリー、炭酸：炭酸塩スラリー）

今後も調査及び基礎試験を継続し、水処理二次廃棄物の処理技術として比較検討するために必要な技術情報の収集およびデータ取得を進めます。特に、ALPS から発生する他の吸着材及び高性能 ALPS から発生するフィルター類については同様の基礎試験を進めます。また、熔融固化、焼結固化のように加熱を伴う処理方法については調査が進んでいないため、基礎試験も含めて今後実施していく予定です。

本研究は、平成 25 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」に係る補助事業の一環として、原子力機構が技術研究組合国際廃炉研究開発機構（IRID）の一員として実施した研究成果を含むものである。  
 《引用文献》[1] 佐藤淳也ほか, "汚染水処理二次廃棄物の廃棄体化技術検討(4) 無機固型化材による模擬スラリーの固化試験", 日本原子力学会 2015 年秋の大会予稿集, E09, (2015).

# 3-6 事故廃棄物の処分に向けて

## — 適切な処分概念構築と安全評価のための基盤技術整備 —

廃炉国際共同研究センター 廃棄物処理処分技術開発グループ 小田 治恵、牧野 仁史、舘 幸男、大井 貴夫

1F から発生する事故廃棄物は、破損した燃料に由来した放射性核種を含んでいること、津波や事故直後の炉心冷却に起因する海水成分を含む可能性があること、高線量であり、汚染のレベルが多岐に渡りその物量も大きいことなど、従来の原子力発電所で発生する放射性廃棄物等とは異なる特徴があります。このため、安全に事故廃棄物を処分するための研究開発は、廃棄物の性状や発生量等を把握する研究や廃棄物の処理方法に関する研究と連携しながら進めていく必要があります。2013 年度には、HP SW-1 (2017 年) までの目標である「固体廃棄物の処理・処分に関する基本的な考え方の取りまとめ」に向けて、また HP SW-2 (2021 年度) までの目標である「固体廃棄物の処理・処分における安全性の見直し確認」を見据えて、処分概念の構築と安全性の評価に関する基礎的検討として既往の処分概念等に関する情報整理とそれらの事故廃棄物処分への適用性についての概略的な調査を行いました。その結果、事故廃棄物に適切な処分概念等を構築していく上では、事故廃棄物の特徴に応じて、低レベル放射性廃棄物に適した浅地中処分から高レベル放射性廃棄物の地層処分までの幅広い処分概念を対象とした包括的な検討が必要となること、そのような検討を効果的に行うためには各処分概念の基盤技術を整合的に取り扱うための工夫が必要になることが分かりました。

そこで本年度は、幅広い既往の処分概念を対象として、個々の処分方法に特有の安全確保の仕組みを解り易く比較できるような情報・知識の整理、事故廃棄物に適用し

た場合の安全性を整合的に評価するための安全評価手法の整備を進めました。

### (1) 既往の処分概念での安全確保の仕組みについての情報・知識の整理

原子力炉施設等で発生する廃棄物は、放射性濃度等により区分され、区分に応じて浅地中、中深度地中、深部地層中に埋設・処分されます。このうち、浅地中埋設（トレンチ処分・ピット処分）及び中深度地中埋設（余裕深度処分）は管理型処分であり、数十年～数百年におよび制度的管理がなされます。これは対象となる廃棄物に含まれる放射性核種の半減期がある程度短く、制度的管理の内に十分な減衰が見込めることによるものです。埋設深度や施設仕様は廃棄物に含まれる放射性核種の濃度や物量に応じて設計されることとなります。一方、長半減期核種を多量に含む濃度の高い廃棄物については、深部地層中に閉じ込め、数百メートルにおよぶ重層な天然バリアによって生活圏から隔離するという地層処分という方法が選定されています。事故廃棄物の処分概念を適切に構築していくためには、こうした処分概念の特徴の概念的な理解を踏まえ、各処分概念の有する安全機能とその効果を把握することが重要です。それらを、埋設・処分深度、天然バリア、人工バリア、廃棄体、制度的管理の観点から整理した結果を表 1 に示します。また、核種毎にその閉じ込め・減衰に対する各安全機能の有効性を分析し、核種の特徴に応じた処分の安全確保のための要

表 1 処分概念毎の構成要素の特徴とそれらに期待される安全機能及び効果

各処分概念の有する安全機能とその効果を、深度、天然バリア、人工バリア、廃棄体、制度的管理の観点から整理しました。

	浅地中埋設（トレンチ処分）	浅地中埋設（ピット処分）	中深度地中埋設（余裕深度処分）	地層処分	
埋設深度	①	・地表から数[m]程度以内の範囲 ・廃止措置以降は一般公衆が廃棄物に容易に接近可能となることを考慮する必要はある	・地表から数[m]以深 ・廃止措置以降は一般公衆が廃棄物に接近する可能性があるが、トレンチ処分よりも接近の可能性は小さい	・地表から50[m]以深 ・廃止措置以降においても一般公衆が廃棄物に接近する可能性は小さいがゼロではない	・地表から300[m]以深 ・廃止措置以降においても一般公衆が廃棄物に接近する可能性は極めて小さいがゼロではない
	②	・廃止措置後の物理的接近の抑制	・廃止措置後の物理的接近の抑制	・廃止措置後の物理的接近の抑制	・廃止措置後の物理的接近の抑制
天然バリア	①	・砂又は土壌で地下水移行時間は1年のオーダー程度	・砂、土壌又は岩で地下水移行時間は10～100年のオーダー程度	・岩で地下水移行時間は100～1000年のオーダー程度	・岩で地下水移行時間は1000年のオーダー以上
	②	・短半減期放射性核種の減衰	・短半減期核種、長半減期放射性核種の減衰	・長半減期放射性核種の減衰	・長半減期核種、超長半減期放射性核種の減衰
廃棄物	①	・固体であることまたはその他の措置で飛散防止 ・放射能濃度の制限（濃度上限値有）	・容器などによる飛散防止 ・固型化（放射性、低浸出性） ・放射能濃度の制限（濃度上限値有）	・容器などによる飛散防止 ・固型化（放射性、低浸出性）又は容器に封入（閉じ込め） ・放射能濃度の制限（濃度上限値有） ・放射能濃度の制限（濃度上限値有）	・ガラス固化（低浸出性） ・オーバーバック（1000年閉じ込め） ・固型化（放射性、低浸出性）または容器に封入 ・放射能濃度の制限（濃度上限値有） ・還元性条件における溶解度制限
	②	・操業中飛散による被ばくの抑制	・操業中飛散による被ばくの抑制 ・全ての核種の漏出低減	・操業中飛散による被ばくの抑制 ・全ての核種の漏出低減	・操業中飛散による被ばくの抑制 ・短半減期核種の減衰・全ての核種の漏出低減
人工バリア	①	・期待しない（埋設地構成材の放射性は考慮） ・コンクリートピットなど －浸透水量の抑制 －接近性の低減 ・充填材による取着	・コンクリートピットなど －浸透水量の抑制 －接近性の低減 ・充填材による取着	・人工バリア材料（充てん材、コンクリートピット、低放射層）による放射性核種の取着、接近性の低減 ・低放射層による拡散抵抗 ・低透水路による地下水流れの抑制	・緩衝材による力学緩衝、地下水流れの抑制（拡散場の確保）、放射性核種の取着 ・充てん材による取着、化学緩衝 ・崩壊系列核種の還元性条件における溶解度制限（Np-237等）
	②	・全ての核種の漏出低減 ・物理的接近の抑制	・全ての核種の漏出低減 ・物理的接近の抑制	・全ての核種の漏出低減 ・物理的接近の抑制	・全ての核種の漏出低減 ・物理的接近の抑制 ・低溶解度の崩壊系列核種の減衰
管理	①	・50年程度の制度的管理	・300～400年程度の制度的管理	・300～400年程度の制度的管理（検討中）	・土地利用制限、記録の保存などの制度的管理（未確定）
	②	・物理的接近の時間的制限	・物理的接近の時間的制限	・物理的接近の時間制限	・物理的接近の時間制限

①各処分概念の特徴、期待される安全機能； ②期待される効果

表 2 核種の特性に応じた処分の安全確保のための要件のまとめ

一例として、半減期が30年程度で、可溶性でかつ天然バリアへの収着性が乏しい核種（Cs-137等）に対する安全要件を記しました。

処分概念	要件
浅地中埋設（トレンチ処分：人工バリアの機能を期待しない）	地下水移行に対して、天然バリア中の減衰が見込めないことから、廃棄体を極めて低い核種濃度に制限する必要がある。 地下水移行以外の物理的接近（土地利用など）による被ばくに対して、トレンチ処分では制度的管理期間中の減衰が見込めないような核種の濃度制限が重要となる。
浅地中埋設（ピット処分）	地下水流れの抑制と収着によって核種の天然バリアへの漏出を低減させる人工バリアの機能が重要となる。
中深度地中埋設（余裕深度処分）	地下水移行以外の物理的接近（浅地中での土地利用、中深度へのボーリング掘削など）による被ばくに対して、人工バリアを有するピット処分・余裕深度処分では人工バリアそのものが物理的接近の抑制に寄与し得る。
地層処分	天然バリア中の地下水による移行時間が長く、天然バリア中での減衰による被ばく低減が期待できる。 地下水移行以外の物理的接近（深地層へのボーリング掘削など）による被ばくに対しては、深度が大きくなると天然の岩盤による物理的接近の抑制が効果的となり、さらに、隆起・侵食の穏やかな地域に処分場を立地することにより処分場の地表接近による物理的接近を抑制することができる

件をまとめました。その一例として、半減期が30年程度で、可溶性でかつ天然バリアへの収着性が乏しい核種（Cs-137等）に対する安全要件を表2に示します。

以上の成果は、今後、事故廃棄物に適した処分概念を合理的に構築していくための基盤情報として利用することができます。

**(2) 処分の安全性を統合的に評価するための安全評価手法の整備**

種々の処分概念を事故廃棄物に適用した場合の安全性は、主に数値解析により評価されます。このような安全評価を行うためには、処分場で生じえる事象（例えば隆起・侵食等）、処分施設からの放射性核種の漏えい・移行メカニズム（廃棄体容器の腐食、核種の拡散・移流・収着等）、地表で生活する人の被ばく様式（農作物摂取等）などを想定して評価に用いるシナリオ・モデル・パラメータ等を設定する必要があります。そこで、既往の安全評価事例等や安全評価に関する学会標準等を参考としつつ一般的にあり得そうな環境条件を想定し、また、処分概念毎に固有な事柄、処分概念によらず共通的な事柄を整理して、幅広い処分概念に共通的・統合的に適用できるシナリオ・モデル・パラメータの整備を進めました。

また、こうしたシナリオ・モデル・パラメータの設定では、事故廃棄物に特有な事柄などを適切に考慮する必要があります。そこで、事故廃棄物に含まれる様々な成分（ゼオライト等の原廃棄物成分、海水成分などの共存物質、処理過程で加わる固化材料など）やその性状を処分への影響因子として捉え、影響因子の推定、それらの影響と伝播経路についての分析・整理を進めました。図1はそのための方法論を示したものです。今後は、この方法論で整理される影響因子と影響を受ける評価パラメータの関係を参考に、関係する情報や科学的知見の蓄積を進めることで、評価パラメータなどが受ける影響の種類や程度を具体化していく予定です。

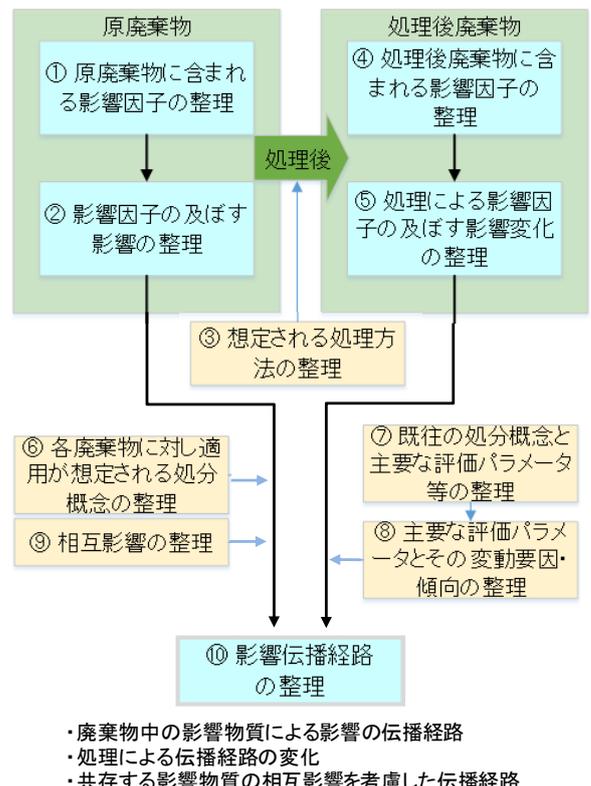


図 1 影響因子と影響の伝播の分析・整理の方法論

事故廃棄物に含まれる様々な成分やその性状を処分への影響因子として捉え、影響因子の推定、それらの影響と伝播経路についての分析・整理を進めました。

本研究は、平成25年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」に係る補助事業の一環として、原子力機構が技術研究組合国際廃炉研究開発機構（IRID）の一員として実施した研究成果を含むものである。

# 4 海水及び放射線の影響を受けた燃料集合体の保管や処理に向けて

## — 燃料集合体材料の健全性評価、プール内燃料等の処理検討 —

廃炉国際共同研究センター 保管機器健全性評価グループ 本岡 隆文、前田 宏治、上野 文義  
環境技術開発センター 福島技術開発試験部 研究計画課 内田 直樹

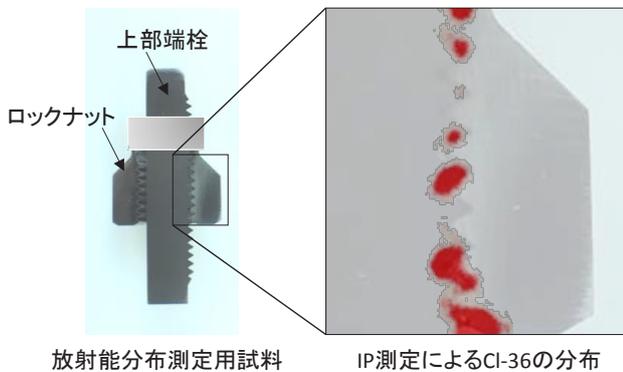


図1 上部端栓部材ねじ構造部のCl-36分布  
(80°C、2倍希釈人工海水50h浸漬後時点)

2倍希釈の人工海水へ浸漬することにより、塩化物イオン等の海水成分が部材のねじ構造部へ移行するが、その後の水質改善により濃度が低下することを確認しています。

東京電力(株)福島第一原子力発電所(1F)の事故では、地震後の津波の影響により原子炉建屋の格納容器上部にある使用済燃料プール(SFP)の冷却機能が失われ、更に、水素爆発により建屋が大きく損傷し、SFP内の燃料集合体が水中から露出する危惧がありました。このため、1F2～4号機ではSFP内の水位を維持するために建屋の外部から注水が行われ、その際一時的に海水が使われました。その後SFPの注水冷却系が作動し冷却水中の海水由来の塩化物イオン濃度は大幅に低下しましたが、一旦海水が注入されたSFP内では、燃料集合体の表面やすきま部に海水成分が付着、残留して、燃料材料の腐食の進行に影響を与える可能性も考えられます。

今後、実施される1F1～3号機の燃料集合体の取出し作業とその後の共用プールにおける1F4号機を含めた燃料集合体の長期的な保管に係る多くの作業を安全かつ確実に実施するため、これまで経験のない海水由来の成分を含む水環境と放射線と同時にさらされた燃料部材の劣化損傷の有無を調べる必要があります。また、SFP内の燃料集合体は、当面は共用プールに移送・保管されますが、その後の処理方を検討しておく必要もあります。処理方策の1つとして再処理がありますが、海水成分の付着、ガレキの同伴、損傷、構造強度の低下等の可能性がある使用済燃料集合体を再処理する場合の再処理工程に与える影響の検討も必要です。これらの検討を行う上で、燃料集合体における海水成分の移行・残留などの挙動、放射線の影響に関する基礎的な研究を実施することが将来の材料劣化損傷や再処理工程で起こり得る課題を予測し対策を講じるために重要です。

以下では、1F燃料集合体等の健全性、保管及び処理

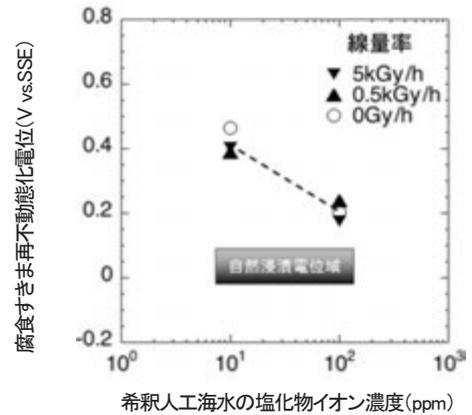


図2 腐食すきま再不動電位と塩化物イオン濃度の関係  
(室温、ガンマ線照射条件を0、0.5kGy/h、5kGy/hに変化)

塩化物イオン濃度が100ppm(200倍希釈海水レベル)以下の希釈人工海水中で、腐食すきま再不動電位は自然浸漬電位より高いことから、すきま腐食は起こらないことを確認しています。

への海水注入の影響に係る研究の概要を紹介します。

### (1) 燃料集合体の健全性評価

1F4号機で使用された軽水炉用燃料ロッドの上部端栓は、Zircaloy-2製ボルトとSUS304L製ナットで構成されており、ねじ部同士のあいだですきま構造を形成しています。そのため、事故直後の海水注入により、このすきま部に海水成分が残留する場合、共用プールへの移送後においてもすきま腐食が発生し、燃料集合体の構造健全性に影響を与える可能性があります。このことから、Zircaloy-2製ボルトとSUS304L製ナットのすきま部における海水成分の移行挙動(又は残留挙動)を評価するため、Cl-36トレーサを用いた浸漬試験を行いました。1F4号機SFP内で行われた海水注入(2倍希釈海水レベル)とその後のプール水の水質改善の事象を模擬した条件(2000倍希釈海水レベルまで)で、上部端栓部材のすきま部における海水成分移行挙動についてCl濃度を変化させて調査した結果、2倍希釈時点では図1に示すようなCl-36の分布であったが、浸漬液中のCl濃度が低下すると、すきま部のCl-36は残留せず、浸漬液側に移行することが示され、海水注入時に上部端栓部材のすきま部に一旦取り込まれたCl-36は、プール水の水質の改善ともなっており取り除かれることから、共用プールへの海水成分の持込み量は少ないと推測されました。

### (2) 放射線下における海水成分の腐食影響の評価

前記したように1F事故時には1F2～4号機のSFPに海水が注入されました。このことにより、SFP内の燃料集合体は海水成分を含む通常とは異なる水質環境で保管

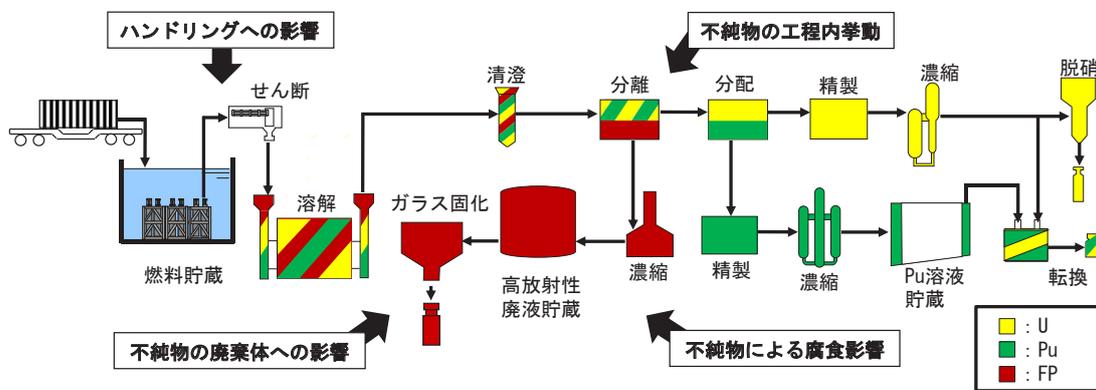


図3 再処理工程で懸念される影響

再処理工程では燃料集合体をせん断・溶解し、溶媒抽出により有用なUとPuを回収します。損傷燃料等を再処理する場合、せん断工程等でのハンドリングへの影響、不純物による腐食影響、不純物の工程内挙動、不純物の廃棄体への影響がないか確認する必要があります。

されました。今後、共用プール等で長期に渡り保管していくためには、燃料集合体部材への海水成分の影響を評価していく必要があります。そこで、海水成分を含む水にさらされた燃料集合体を共用プール等で安全に保管できるか評価するため、実際の保管環境を想定した試験を行いました。

燃料集合体すきま部を簡便に模擬したステンレス板とジルコニウム板の合わせ材を用いて、人工海水を純水で希釈することで保管環境の水を模擬した溶液に放射線を照射しながら腐食すきま再不動態化電位を調べました。室温にて、放射線の強さを0、500、5000Gy/hと変化させました。図2は、腐食すきま再不動態化電位と塩化物イオン濃度の関係図です。腐食すきま再不動態化電位が、材料を水溶液に漬けたときに自然に発生する電位（自然浸漬電位）がより高い場合は、すきま部で腐食が起き難いと評価されますが、図2の結果から塩化物イオン濃度が高い場合でもすきま部で腐食が起き難いことが示されました。したがって、SFPや共用プールにおいて、燃料集合体のすきま部で腐食が発生する懸念は小さいことを確認しました。

### (3) プール内燃料等の処理検討

1F各号機SFPに貯蔵されている燃料集合体のうち、1F2～4号機の燃料集合体は海水にさらされており、1F1、3、4号機の燃料集合体は落下したガレキによる変形・損傷や燃料集合体への海水やガレキ同伴の可能性があり。これらの燃料集合体は、SFPから取出し、共用プールに移送・保管しますが、今後の廃止措置に向けてそれ以降の取扱いを決める必要があります。

本件は、これらの変形・損傷、海水・ガレキの同伴した燃料集合体（損傷燃料等）の処理方針の1つである再処理を行った場合の再処理工程における影響の有無を把握し、損傷燃料等の再処理が可能かを判断するための指標整備を目的としています。これらの損傷燃料等を再処

理する場合、再処理工程において図3に示す影響が考えられます。そのため、以下の試験等を実施しました。

#### ①不純物による腐食影響評価

高レベル廃液濃縮缶及び高レベル廃液貯槽を対象に、不純物、核分裂生成物（FP）等の成分を添加した模擬廃液による腐食試験を実施しました。その結果、腐食形態は通常時と同じ全面腐食であり、孔食は見られませんでした。また、不純物により腐食速度が増加しないことを確認しました。

#### ②不純物の工程内挙動評価

不純物のU・Pu製品系への移行や不純物によるU・Puの抽出への影響を把握するため、不純物、FP等の成分を添加した模擬液による溶媒抽出試験を実施しました。その結果、不純物成分の分配比は $10^{-2} \sim 10^{-3}$ オーダーと低く、また、U・Puの分配比は不純物の影響を受けないことを確認しました。

#### ③不純物の廃棄体への影響評価

国内再処理施設で想定される標準廃液組成に、不純物として海水、モルタルの主要成分を添加した粉末試料を調査してガラス試験片を作製し、均質性評価等を実施しました。その結果、相分離物の析出はなく、ガラス化しており、不純物の影響を受けないことを確認しました。

#### ④その他の影響の抽出及び整理

再処理施設において想定される影響を網羅的に抽出し、必要な評価項目を整理しました。その結果、従来からの評価項目（図3）以外に新たな評価項目がないことを確認しました。

これまでの評価試験等により、再処理の可否を判断するために必要な評価項目の主要なデータを取得しました。

ハンドリングの影響評価は、3号機SFPの燃料集合体の状態等を踏まえて、実施の可否を検討します。

本研究は、平成25年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」に係る補助事業の一環として、原子力機構が技術研究組合国際廃炉研究開発機構（IRID）の一員として実施した研究成果を含むものである。

《参考文献》 ・ 安倍弘ほか、"再処理機器の腐食に及ぼす海水成分の影響評価-(3)高放射性廃液貯槽材料の腐食評価-"、日本原子力学会2015春の年会予稿集、2015。

・ H. Aihara, et al., "Influence of contaminant from spent fuel pool at Fukushima Daiichi nuclear power station on reprocessing process", Proc. of 21st International Conference & Exhibition: "Nuclear Fuel Cycle for a Low-Carbon Future (GLOBAL2015)" (2015)。

・ 飯嶋静香ほか、"使用済燃料プールから取り出した損傷燃料等の処理方法の検討-平成25、26年度成果概要報告-(受託研究)"、JAEA-Review 2015-018 (2015)。

# 5-1 研究開発基盤の構築

## — 楡葉遠隔技術開発センターと大熊分析・研究センター —

福島研究基盤創生センター 河村 弘

福島研究基盤創生センター 事業計画課 山田 知典、宇佐美 博士、大岡 誠

### (1) 整備に係る経緯と計画

1Fの1～4号機の廃炉等に向けた研究開発に関し、経済産業省から原子力機構へ2013年度補正予算850億円が出資され、それを受けて、原子力機構は、1Fの廃止措置に向けた研究開発のための研究拠点を整備するため、福島廃炉技術安全研究所を2013年4月1日に発足させました。なお、2015年4月1日の廃炉国際共同研究センターの設置に伴い、福島廃炉技術安全研究所は福島研究基盤創生センターに改称されました。福島研究基盤創生センターで取り組む具体的な課題は、原子炉からの燃料デブリの取出しに係る技術開発と、1Fの廃止措置に伴って発生する放射性廃棄物の処理・処分に必要な技術開発に係る研究拠点の整備です。この2つの研究拠点は、中長期ロードマップで「遠隔操作機器・装置の開発・実証試験施設」（以降、楡葉遠隔技術開発センターと称す）と「放射性物質の分析・研究施設」（以降、大熊分析・研究センターと称す）の整備として計画されています。楡葉遠隔技術開発センターと大熊分析・研究センターの建設場所は、各々福島県楡葉町と同大熊町です（図1）。



図1 施設建設地

楡葉遠隔技術開発センターは、福島県楡葉町に建設しており、2016年度に本格運用を開始します。大熊分析・研究センターは、福島県大熊町に建設予定であり、2017年度からの運用開始を目指します。

### (2) 楡葉遠隔技術開発センター

まず、廃炉作業のためには、燃料デブリの取出し準備が必要となります。この準備作業には、主として「炉室内の状況調査」、「炉室内等の除染」及び「原子炉格納容器下部（以下、PCV下部）の漏洩箇所の止水」が最も重要です。これらの作業は、高放射線量率下となるため、遠隔操作機器（ロボット）を用いて行うことが必要となります。一方、炉室内の状況は、震災や爆発の影響を受け、通常の作業環境とは異なり、効果的かつ効率的なロボットの開発・実用のためには、1Fとは別の場所に1F炉室内を模擬する環境を作り出し、その模擬環境下で最終的に実証試験を行った後、1F現場でその開発した技術を実用することとなります。これらの理由により、日本

に初めて、原子力災害を主目的としたロボットの実証試験施設として、楡葉南工業団地内に楡葉遠隔技術開発センターを設置することになりました。本センターは、主として事業管理機能を担う「研究管理棟」（4階建てで35m×25m×20m）と、実証試験を担う「試験棟」（1階建てで60m×80m×40m）から構成されます。図2に示すように建屋は敷地内法面に平行する形で上段地に研究管理棟（赤色）を、下段地に試験棟（水色）を各々配置し、外周に構内道路（灰色）と法面に歩行者用階段を設けます。試験体の「組立て」・「試験」・「解体」のスムーズな実施を考慮し、試験棟両側（東西）には、試験体資材の搬入エリアと解体エリアを配置します。また、試験棟北側には、将来、増築可能なスペースを確保しています。入構門は2箇所配置し、主に上段入構門は人や一般車両の入構を、下段入構門は大型トレーラ等の資材搬入車両の入構のために使用します。

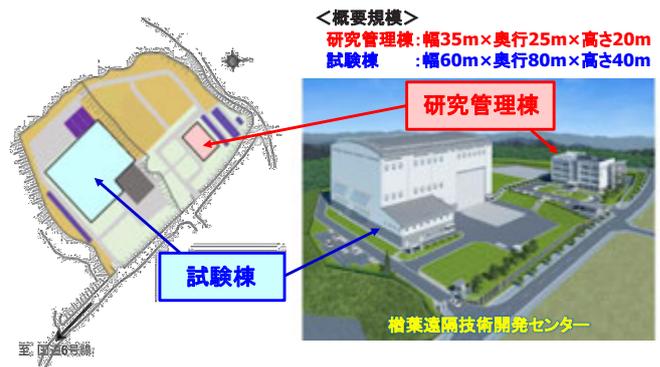


図2 楡葉遠隔技術開発センター

研究管理棟には、1Fの現場環境・作業を模擬可能な最新式の没入型バーチャリアリティ（VR）システムを開発・導入します。図3に示すように本システムは、安全・確実な作業に向けて、「仮想現実空間の中で計画した作業を実施することによる、作業方法・手順等の適切性の確認」や「容易に立ち入れない現場での作業を仮想現実空間で体験することによる、作業員の教育及び遠隔操作機器の操作訓練の実施」が可能となります。

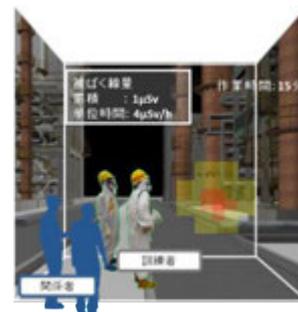


図3 VRシステムによる安全・確実な作業に向けた取り組み  
1Fの原子炉建屋内の環境を再現しており、廃炉に係る作業計画の確認や作業者の教育・訓練、作業環境、作業方法・手順等の理解促進が期待できます。

試験棟には、「PCV 下部の漏洩箇所補修のための止水技術に関する実証試験」、「1F 建屋内での調査、除染等のために必要な遠隔操作機器の開発実証試験」等を実施するための各種試験設備が設置されます。図4には、主な試験設備を示します。また、各種試験を実施するため、「自由な試験設備を組める揚重設備」、「大型構造物を搬入設置できる搬入口、搬入経路、床強度、固定設備」「性能実証に必要な空間サイズ(有効平面・有効高さ)」、「実証試験に必要な動力・照明・空調」が備えられています。

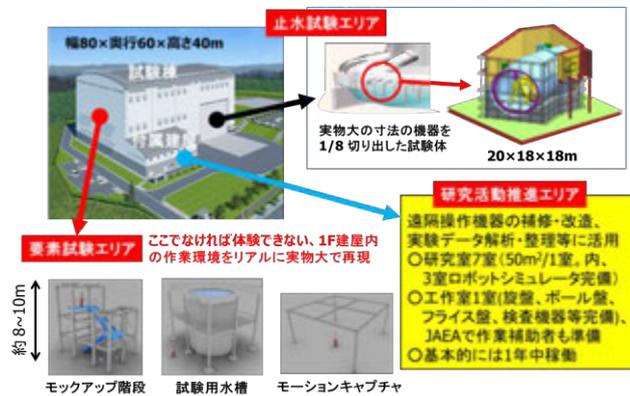


図4 試験棟内の配置例

試験棟では、止水試験エリア(1/8セクターPCV下部模擬試験体を設置)、要素試験エリア(モックアップ階段、試験用水槽、モーションキャプチャ等)、研究活動推進エリアに分かれています。

楢葉遠隔技術開発センターの利用拡大には、本施設にしかない機能を整備すること、1Fの環境を模擬した試験ができること、ロボットの性能評価の場の構築等について継続的に検討していくことが必要となります。また、同センターに企業や廃止措置研究を行う大学が集い、産官学が有機的に連携しあえる環境を構築することも更なる利用に向けて必要だと考えています。

現在、施設及び内装機器の整備は外構工事を除いてほぼ完了し、2016年度からの本格運用を開始します。今後は、下記の点に留意しながら、運営利用を行っていく必要があります。

- 東京電力、IRID、大学、NDF等と情報交換を密に行い、1F廃炉のための中核研究拠点として必要な研究開発等に迅速に対応しながら、施設の利用性や機能の向上を図る。
- 大学や産業界と積極的に共同研究や研究協力をを行い、遠隔技術開発に係る橋渡し機能を担う。



図5 安倍内閣総理大臣ご祝辞及び除幕式

除幕式にご参加いただいた方々：安倍内閣総理大臣、内堀福島県知事、松本楢葉町長、馳文部科学大臣、高木復興大臣、高木経済産業副大臣、若松復興副大臣、井上環境副大臣、県立ふたば未来学園生徒、町立あおぞらこども園園児

- 同センターをイノベーションハブと位置づけ、福島県浜通りの遠隔技術機器に係る産業拠点化のために科学技術で貢献する。
- 国内の有識者で構成する利用委員会等からご意見を頂きながら、共用施設として更なる施設の運営・利用を継続的に推進する。

なお、同センターは、研究管理棟と試験棟から構成されますが、研究管理棟が完成し、一部運用開始を機に、2015年10月19日には、総理がご出席され、開所式を開催しました(図5)。

### (3) 大熊分析・研究センター

放射性廃棄物の処理・処分に関しては、「放射性廃棄物の性状(放射性核種の濃度や物理特性の評価等)の分析・評価」、「放射性廃棄物保管中の安全性の評価、放射性廃棄物の廃棄体化のための試験(放射性廃棄物を処分できる形態にするための実証試験)」、「処分の安全性を評価する技術」等が必要となります。これらの技術開発を行うための施設として、大熊町の1F隣接地に大熊分析・研究センターの整備を進めています(図6)。



図6 大熊分析・研究センター

大熊分析・研究センターは、施設管理棟、第1棟、第2棟から構成され、低線量から高線量までの放射性物質を扱えるようにする予定です。

同施設は、「施設管理棟と低放射線量のガレキ類、汚染水二次廃棄物等を扱う棟(第1棟)からなる第1期施設」と「高放射線量の汚染水二次廃棄物、燃料デブリ等を扱う棟(第2棟)の第2期施設」から構成され、2017年度からの一部運用開始を目指しています。同施設を整備するにあたっては、以下の事項に留意する必要があります。

- 分析に係るルーチン業務と研究開発の同時実施
- 多様な試験への柔軟性
- 確実な試験の実施
- 高稼働率の達成
- 迅速かつ信頼性の高い測定・評価
- 施設利用性の向上

現在、第1期施設については詳細設計を実施中であり、そのうち、施設管理棟の建設工事については次年度から、ガレキ類等を扱う第1棟については国の認可申請手続きを経て建設工事を行います。第2期施設については詳細設計を行うために必要な仕様検討を実施しています。同施設の建設に向けた準備として、建設予定地の測量、環境試料サンプリング、地盤調査を実施しています。今後、建設予定地内の除染作業を行う予定です。

《参考文献》 ・ 河村弘, "福島第一原子力発電所の廃止措置に向けた取り組み・研究拠点を整備中", エネルギーレビュー 35, 38 (2015).

## 5-2 1F 廃炉対策タスクフォースの活動

### — これまでの活動実績 —

福島研究開発部門 企画調整室 渡辺 将久

東京電力福島第一原子力発電所（以下、1F）における喫緊の課題に対する東京電力からの要請に速やかに対応するとともに、日本原子力研究開発機構（以下、機構）自らが積極的に1F全体の状況を俯瞰し、戦略的に取り組んでいくため、平成25年10月1日に機構内の関係する各部門、センターから構成する「1F 汚染水対策タスクフォース」を設置し、対応してきました。これまで1Fでの汚染水対策を主な課題として取り組んできましたが、平成27年4月からは、原子炉内のCsに関する分布や化学形態等の解析等、廃炉に関わる課題についても広く対応していくこととし、「1F 廃炉対策タスクフォース」と名を改め、これまで活動しています。本タスクフォースのメンバーについては、従前と同様に、機構内専門家の中から幅広く選出し、テーマの変遷に応じて、柔軟にメンバーを増減させて進めています。

#### (1) 1Fの現況

タンク内の汚染水から放射性物質を除去しリスクを低減するために、多核種除去設備（以下、ALPS）に加え、東京電力によるALPSの増設（平成26年9月から処理開始）、国の補助事業としての高性能ALPS（平成26年10月から処理開始）により、汚染水の処理を平成27年5月に完了しました。また、建屋への地下水流入を抑制するための凍土方式の陸側遮水壁は、既に山側の工事を終了し、海側についても凍結管削孔が完了しており、試験凍結を開始しています。海側遮水壁については、サブドレン処理水の排水が平成27年9月から開始されたことにより、閉合されました。<sup>1)</sup>このように平成27年度は大きく1Fでの汚染水対策の大規模な工事が進んでいます。

#### (2) 1F 港湾における流動解析

1F 港湾における放射性核種の動態を評価するために、海水の潮の流れや1F 港湾へ流入した地下水の流動を可

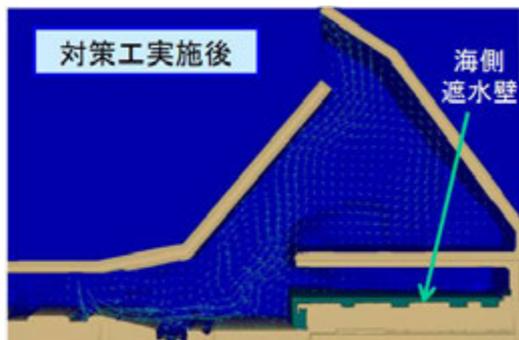


図1 対策工（海側遮水壁）実施後の潮の流れ

1F 港湾内の潮の流れを白矢印で潮の流れを示しています。地下水の港湾内への流入は海側遮水壁により遮断されている。

視化しました。海洋へ漏洩する放射性核種の移行挙動を把握するための海洋拡散相対濃度マップと関連付けることにより、敷地内地下水→港湾→海洋と一連の解析可能です。その他、観測された1F 港湾内海水の核種の放射能濃度と満潮、干潮の潮の状態や港湾海底土被覆等の汚染水対策工事の状況等を関連付けた解析や、1F 港湾内海底土からのCs 溶出や海側遮水壁閉合後の港湾内海水の核種濃度の変化の予測等を検討しています。

#### (3) PSF での排水路監視に係る測定試験

機構ではPSF (Plastic Scintillation Fiber) を用いた放射線分布の計測手法を開発し、ため池等の水底モニタリングとして等、様々なフィールドで測定してきました。検出器は中芯部に放射線を感じて発光するプラスチックシンチレータを使用した光ファイバを採用しています。

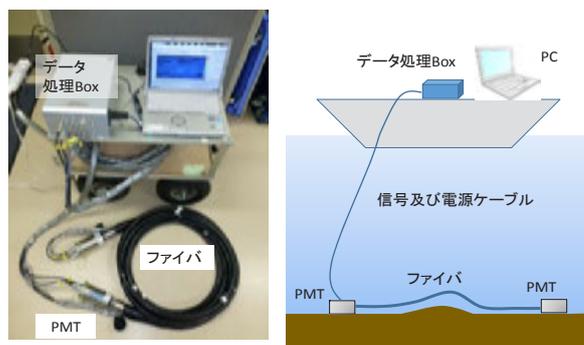


図2 PSF システムの外観とため池底測定イメージ

PSF システムは光電子増倍管 (PMT)、検出部である光ファイバ、データ処理装置から構成されます。ため池の底に光ファイバを設置し、放射線分布を計測します。

これまでの、1F 敷地内における汚染水貯蔵タンクからの漏えい監視を目的に試験を実施してきました。その後、1F 敷地内の多数ある排水路を流れる排水の放射性物質濃度をモニタリングする簡易的なモニターを、排水路の合流点前や排水路の閉止板上流部等に設置し、放射性物質を含む排水が、どの排水路を流れてきたか把握することが望まれています。そこで、PSF を1F 敷地内排水路に設置にし、ガンマ線やベータ線を放出する放射性物質



図3 排水路へのPSFの設置状況

左図のように光ファイバを円筒容器に巻き付け状態で、右図にあるように排水路へ設置して試験を行いました。

のモニターとして適用するための試験を行っています。原子力規制庁の特定原子力施設監視・評価検討会において、PSFの排水路への設置が既に説明されており、平成27年度内の設置を目指しています。<sup>[2]</sup> また、PSFは環境回復を目的としたオフサイトで開発した技術の1F敷地内（オンサイト）へ適用した技術の一例でもあります。このようにオフサイトで開発した技術のオンサイトへの適用を図っています。

#### (4) 燃料デブリ取り出し時の線量評価

燃料デブリ取り出し時における作業者の被ばく量低減と効率的な廃炉作業工程の検討に有用な情報を、最新技術を反映した解析により取得することを目的に、1Fプラント内線量分布の評価を行っています。燃料デブリ、表面汚染、放射化物等による線源モデルと放射線輸送計算による評価手法を開発し、試算結果をNDF（原子力損害賠償・廃炉等支援機構）に提示し、廃炉の技術戦略プラン策定における燃料デブリ取り出し工法のリスク評価、実現性検討に貢献しました。

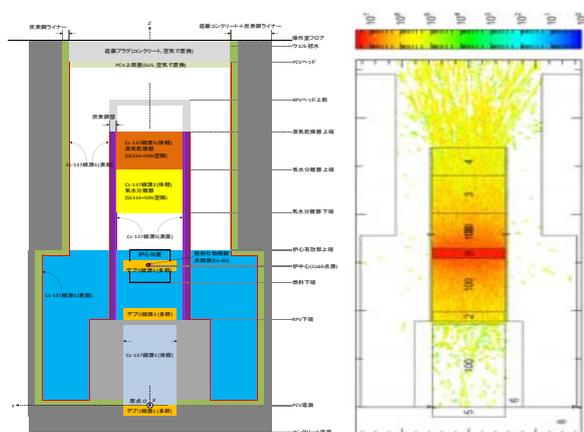


図4 炉内の線量分布の試算の例

左図が格納容器内の線源モデルの例で、上から蒸気発生器（橙色）や気水分離機（黄色）、デブリ（山吹色3ヶ所）を線源として配置しています。右図は燃料デブリからの線量影響評価の例を示しており、青→黄→赤へ変化するにつれ、線量率が高くなります。

#### (5) HIC 上のたまり水発生の現象解明

東京電力が増設したALPSの前処理設備である炭酸塩沈殿処理において発生した廃棄物（スラリー）を収納しているHIC（高性能容器）において、溢水が平成27年4月に発見されました。このため、東京電力より原因究明に係る要請を受け、溢水のメカニズム解明に係る分析、試験及び評価の検討を行い、現在、現象解明に係る基礎試験を進めています。本試験については、適宜、原子力規制庁特定原子力施設監視・評価検討会で報告していま



図5 炭酸塩スラリーの外観（上）と粒子の形状（下）  
バイアル瓶中のALPSの炭酸塩スラリーの外観と粒子形状の一例写真を示しています。



図6 炭酸塩試料のガンマ線照射の様子

照射は機構高崎研のコバルト60ガンマ線照射施設に実施しています。

す。<sup>[3]</sup>

1Fでは原子炉建屋等へ流入する地下水を減少させることを目的に建屋周辺に設置されているサブドレンという井戸から水を汲み上げ、サブドレン他浄化設備でCsやSr等を除去し、浄化処理を行っています。この浄化を行った処理水の排水が、平成26年より開始された地下水バイパスの排水に続き、平成27年9月から行われるようになりました。平成27年10月22日時点で、ALPSにより処理された水は、約55万m<sup>3</sup>になり、その全量が1Fに設置されたタンク内に貯蔵されています。<sup>[4]</sup> このような1Fの現状を関係機関と密に連携しながら把握し、1F廃炉対策タスクフォースでは、引き続き、1Fの廃炉や汚染水対策等の課題に対応していきます。

《引用文献》 [1] 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第23回）資料2、[http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2015/pdf/1029\\_2a.pdf](http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2015/pdf/1029_2a.pdf)  
 [2] 原子力規制庁 第36回特定原子力施設監視・評価検討会資料3、<http://www.nsr.go.jp/data/000112691.pdf>  
 [3] 原子力規制庁 第36回特定原子力施設監視・評価検討会資料5-1、<http://www.nsr.go.jp/data/000112690.pdf>  
 [4] 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第23回）資料1、[http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2015/pdf/1029\\_1b.pdf](http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2015/pdf/1029_1b.pdf)

# 6 環境動態研究の全体概要

福島研究開発部門 福島環境安全センター 環境動態研究グループ 飯島 和毅

## モデルでの予測を目指す放射性物質の移動挙動

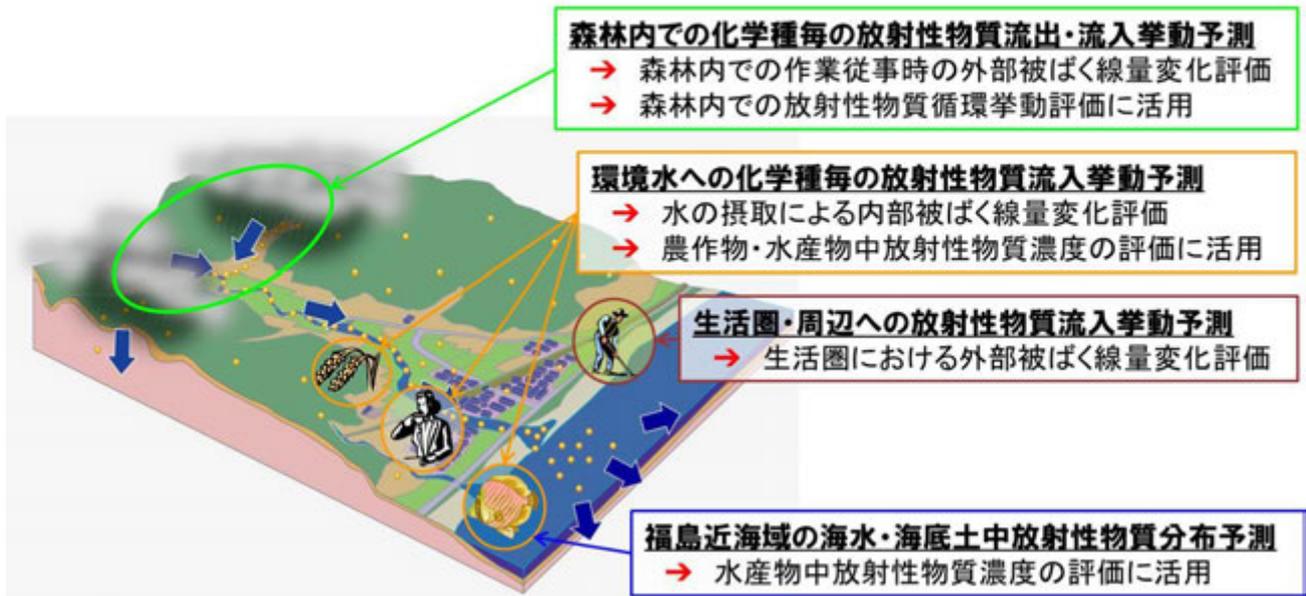


図1 環境動態研究においてモデル予測を目指す放射性物質の移動挙動と予測結果の主な反映先

山地森林に残存する放射性物質が、水流等の自然の駆動力によって我々の生活圏や海に向かって移動する挙動を予測することにより、住民の方々の帰還後の生活や産業復興に役立てることを目指しています。

原子力機構では、環境中に放出された放射性物質の移動挙動を解明・予測することを目的とした環境動態研究を進めています。福島県では、東京電力(株)福島第一原子力発電所(1F)の事故により放出された放射性物質による汚染に対し、生活圏及びその周辺の除染が進められているところですが、現在でも山地森林には放射性物質が残存しています。時間の経過とともに、これらの放射性物質は、水流や風などの自然の駆動力によって移動し、最終的には生活圏や海に到達、生活や健康に影響を及ぼすことが懸念されています。環境動態研究は、この懸念に応えることにより、住民の方々の早期帰還や帰還後の産業復興に役立てることを目指しています。

### (1) 環境動態研究で目指す成果と反映先

環境動態研究において予測モデルの確立を目指している放射性物質の移動挙動とその反映先は、以下の通りです(図1)。

#### ① 森林内での流出・流入挙動

森林内において放射性物質は、樹木や地表面に存在します。樹木に存在する放射性物質は林内雨、樹幹流、落葉・落枝により地表面に向かって、地表面の放射性物質は表層流等により標高の低い方に向かって移動しますが、その際、一部のものは移流・分散により深さ方向にも移動すると考えられます。地表面の放射性物質の多くは土壌粒子等に強く吸着されていますが、水に溶けやすい状態のものもわずかに存在します。このような放射性物質の存在状態(化学種)ごとに、放射性物質の森林内における挙動を明らかにすることにより、林業等森林内での作業時の被ばく線量予測が可能になるとともに、樹木内も含めた森林内での放射性物質の循環挙動予測に役立てることができると考えています。

#### ② 環境水への流入挙動

表層流により山地森林から流出した放射性物質を含む土壌粒子は、やがて河川水系に流入します。その量は、降雨時等、表層水が顕著に流れるような条件では増加します。上流から下流に流れる過程で、ダムや堰など流速が遅くなるような場所では、土壌粒子は湖底や河底に堆積します。一方、河川水中の放射性物質は、土壌粒子等に強く吸着された状態(懸濁態)のものがほとんどを占め、水に溶けた状態(溶存態)のものは極めて少ないと考えられます。このような化学種ごとの放射性物質の挙動を予測することにより、河川水进行处理して飲料水として摂取する場合の被ばく線量予測が可能になるとともに、ダム湖水や河川水を農業用水として利用した場合の農作物への移行量予測に役立てることができると考えています。

#### ③ 生活圏・周辺への流入挙動

河川水系において、大雨の時のように河川敷まで水に浸かるような高水時には、より多くの土壌粒子が河川に流入するとともに、一部のものは河川敷に繁茂する植生に捕捉され、局所的に線量率の高い場所が生じることがあります。このような放射性物質の挙動を明らかにすることにより、これらの場所が生活圏に隣接する場合、あるいは、河川敷の一部が生活圏となっている場合に、利用する方々の被ばく線量予測が可能になると考えています。

#### ④ 海水・海底土中の分布

河川水系を流れる放射性物質を含む土壌粒子は、流速の遅い場所での堆積や河川敷における捕捉等により水系内に止まるものの他は、最終的に海に到達します。河川水と海水が混合する領域では、土壌粒子からの放射性物質の脱離による溶存態の増加や土壌粒子の凝集による団

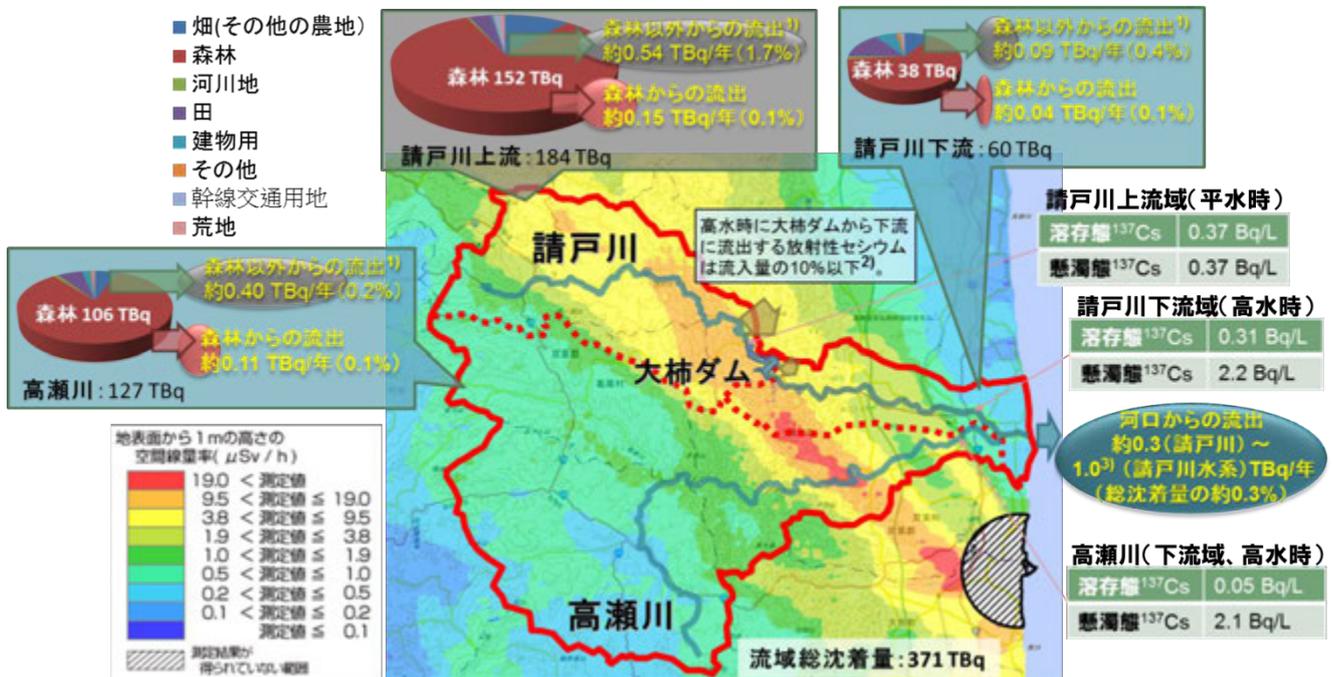


図2 請戸川水系における放射性セシウムの推定移動量と河川水中の放射性セシウム濃度。

空間線量率分布は、放射線量等分布マップ拡大サイト(電子国土版、平成26年11月7日時点)による。

解析から得られた他の土地利用からの放射性セシウム流入量[1]、調査から得られた森林からの放射性セシウムの流出率(0.1%/年)及び大柿ダムからの放射性セシウムの流出率(流入量の10%以下)[2]を仮定して試算された河口からの流出量(0.71TBq/年)は、他の調査の観測結果(1.0TBq/年)[3]と同程度で、河川水系全体の放射性セシウムの挙動を評価できつつあるといえます。

粒化等が起こり、放射性物質の化学種や土壌粒子の形態が河川水領域と異なるものに変化すると考えられます。その後、溶存態と懸濁態として安定になった放射性物質は、海流等の駆動力により、海洋中を拡散していきます。このような放射性物質の挙動を明らかにすることにより、海水及び海底土中の放射性物質の分布予測が可能になり、水産物への移行量予測に役立てることができると考えています。

## (2) 研究プロジェクト

(1)の目標を達成するために、原子力機構では以下の調査研究を進めています。

### ① 海洋における物質動態のモデル開発(6-2参照)

原子力科学研究所部門原子力基礎工学研究センターでは、福島近海域の海水中及び海底土の放射性核種濃度を正確に評価可能な予測システムを開発し、海洋調査データに基づく実態に近い汚染状況と将来予測の評価を実施することを目指しています。これまでに、物質移行予測モデルに河川流出過程を考慮するための改良を行い、海洋調査による海底土中の核種移行過程に関するデータに基づき、海底土の汚染状況の変化を再現しています。

### ② 福島長期環境動態研究(F-TRACE)(1-2参照)

福島研究開発部門福島環境安全センターでは、浜通り側の7河川水系(太田川~木戸川)を中心に、未除染の山地森林から水流や風等により移動する放射性セシウムの挙動を長期にわたり観測し、移動挙動を解析・予測するためのモデルを開発するとともに、予測結果に基づき

生活圏における被ばく線量の変化を評価し、被ばく線量への寄与が大きい経路の放射性セシウムの移動抑制等の対策を提案することを目的とした福島長期環境動態研究(F-TRACE)プロジェクトを進めています。これまでに、森林(6-1(1)参照)、ダム(6-1(2)参照)、河川(6-1(3)参照)河口域における放射性セシウムの移動挙動を観測し、放射性セシウムの移動量の定量的な把握のためのデータを蓄積するとともに、土砂・セシウム移動解析モデル、1・2・3次元河川・河口域解析モデル等を整備(6-1(4)参照)し、放射性セシウムの移動挙動を解析、計算結果と実測値との比較によるモデル検証を行ってきました。

このような観測・解析結果に基づき、請戸川水系における放射性セシウムの移動量を試算しました(図2)。評価は、請戸川本流上流域(大柿ダムより上流)、請戸川本流下流域、高瀬川水系の3つのエリアに分けて行いました。その結果、請戸川水系から河口域への放射性セシウムの流出量は、年間約0.71TBq(請戸川上流0.07TBq、請戸川下流0.13TBq、高瀬川0.51TBq)と試算されました。これは、請戸川下流域での観測結果に基づく流出量0.3~1.0TBq[3]と同程度の値です。

今後は、大学や関係研究機関との連携を強化し、さらに効率的に、かつ、国際的に受容されるように調査研究を進めるとともに、関係自治体や関係機関のニーズを的確に把握し、より効果的に福島の復興に役立つ成果の発信を目指してまいります。

《引用文献》 [1] A. Kitamura, et al., *Anthropocene* 5, 22 (2014).

[2] H. Kurikami, et al., *J. Environ. Radioact.* 137, 10 (2014).

[3] 日本原子力研究開発機構, "平成26年度原子力規制庁委託事業「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故に伴う放射性物質の分布データの集約及び移行モデルの開発」成果報告書" <http://fukushima.jaea.go.jp/initiatives/cat03/entry07.html> (最終参照年月日 2015年11月12日)。

# 6-1 (1) 福島長期環境動態研究 (F-TRACE)

## — 森林調査 —

福島環境安全センター 環境動態研究グループ 新里 忠史、北村 哲浩

### (1) はじめに

福島県内に残存する東京電力福島第一原子力発電所事故に由来する放射性物質のうち、放射性セシウム  $^{137}\text{Cs}$  (以下、 $^{137}\text{Cs}$ ) はその半減期が約 30 年と長いことから、今後長期にわたり、環境中の分布状況とそれに伴う被ばく線量の変化に注視していく必要があります。生活圏は順次除染が進められおり、住居等の近隣や人が日常的に立ち入る森林での除染が着実に進められています [1]。一方で、森林からの放射性物質の流出・拡散及び林産物への放射性物質の移行等について、実態把握と対策が急がれます。林産物への放射性物質の移行等については、森林総合研究所との共同研究により、材及びキノコ等を対象として状況把握と移行抑制対策に係る調査研究を進めています。

本報告では、原子力機構が主体となり進めている森林土壌における  $^{137}\text{Cs}$  の深度分布と経年変化に関する現地調査の結果とともに、それら現地調査の結果を踏まえた  $^{137}\text{Cs}$  の流出率に関する解析結果を報告します。

### (2) 調査地と調査・解析の概要

福島県の森林面積は、国有林と民有林を合わせると県土の約 70% にあたり、森林の大部分は山地に分布します。民有林のうち、針葉樹林は約 4 割程度、広葉樹林が約 5 割強、残り 1 割弱は竹林等です。針葉樹林ではスギ林が最も多く、次いでアカマツ・クロマツ林となり、ヒノキ林が非常に少ないことが特徴です [2]。また、放射性セシウムは土壌粒子に吸着しやすく、一度吸着すると非常に離れにくい性質があるため、降雨に伴い発生する表面流と土砂移動により、森林の斜面方向へ移動すると考えられます。この斜面方向への移動は、斜面の傾斜や方位等の地形特徴に関連すると考えられます。これらのことから、森林の調査地として、落葉広葉樹林とスギを優占種とする針葉樹林とともに、同じ樹種では地形の特徴が異なるように調査地を選びました (図 1)。

現地調査では、尾根、斜面及び谷底といった地形要素の異なる地点で試料を採取しました。土壌試料は、森林の地表面から深さ方向へスクレーパープレートにより 1 cm 単位で採取し (図 2)、各深度の放射性セシウム濃度の測定と放射性セシウム沈着量を算出しました。

$^{137}\text{Cs}$  は、地表面から深さ方向に向かい濃度が急減し、指数関数で近似される分布を示すことが知られています [3 など]。そのため、最小二乗法という統計手法を適用して指数関数により深度分布を近似し、濃度分布の形状を示す係数 ( $\alpha$  値; 沈着量の深度分布を示す  $\beta$  値 (緩衝深度) とは異なる) を求めました (図 3)。 $^{137}\text{Cs}$  の流出率の解析は、原子力機構が開発した SACT モデル [4] を用いました。このモデルでは、 $^{137}\text{Cs}$  の深度分布を考慮して、



#### <川内村 荻地区>

- 約 4 km 四方の広がりを持つ山間盆地
- 盆地の最下流部には荻ダム湖が分布
- 年間降水量 1,511 mm (過去 30 年の平均, 1981-2010 年) (2013 年: 1,234 mm, 2014 年: 1,465 mm)
- 平均気温 1 月:  $-0.7^{\circ}\text{C}$ 、7 月:  $21.1^{\circ}\text{C}$  (過去 30 年, 1981-2010 年)

植生	地形	土壌
<荻地区 A> 常緑針葉樹林 (スギ林)	<ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 北向きの谷地形</li> <li>✓ 中程度～急傾斜の斜面</li> <li>✓ 尾根-斜面-谷底からなる単純な地形</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 褐色森林土</li> <li>✓ 黒ボク土</li> </ul>
<荻地区 B> 常緑針葉樹林 (スギ林)	<ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 南向きの谷地形</li> <li>✓ 急傾斜</li> <li>✓ 尾根-斜面-谷底からなる単純な地形</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 褐色森林土</li> <li>✓ 黒ボク土</li> </ul>
<荻地区 C> 針広混交林 (コナラ、スギ、アカマツ)	<ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 南向きの斜面</li> <li>✓ 急傾斜</li> <li>✓ 尾根-斜面-谷底からなる単純な地形</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 褐色森林土</li> <li>✓ 堆積性土壌</li> <li>✓ 黒ボク土</li> </ul>

図 1 調査地の概要

荻地区の 3 ヶ所の調査地では、荻地区 A (写真左) と B は植生が同じで地形の特徴が異なり、荻地区 B と C (写真右) は地形が同じで植生が異なります。



図 2 スクレーパープレートによる土壌試料の採取

森林土壌を地表面から 1 cm 間隔で採取し、各深度に含まれる放射性セシウムの濃度を測定します。

年間当たりの流出率を流域単位で算出することができま

### (3) 調査と解析結果の概要

2013 年 1 月の  $^{137}\text{Cs}$  の深度分布は (図 3 右のグラフ

の赤線)、尾根と斜面ともに、森林土壌の0～1cmに沈着量ピークのあることがわかります。また、尾根は斜面と比較して深度分布の形状を示す $\alpha$ 値が大きくなっています。 $\alpha$ 値は、値が大きいほど地表のごく浅い部分に $^{137}\text{Cs}$ 多く分布することを示します。このため、尾根は斜面と比較して、より森林土壌のごく浅い部分に $^{137}\text{Cs}$ が多く分布していると言えます。一方、2014年10月の深度分布(図3右のグラフの青線)を見ると、2013年1月と比較して、尾根では $^{137}\text{Cs}$ 沈着量が減少するのに対して、斜面では増加していることがわかります。また、深度分布の形状を示す $\alpha$ 値は、程度の差はあるものの、尾根と斜面でともに減少しています[5]。これらのことは、森林土壌のごく浅い部分に分布していた $^{137}\text{Cs}$ が、表面流や土砂移動に伴い移動して減少(図3右上)及び増加(図3右下)するとともに、深さ方向に移動したことを示すと考えられます。但し、深さ0～5cmまでの $^{137}\text{Cs}$ 沈着量は全沈着量の84～92%であり、いまだに地表付近に $^{137}\text{Cs}$ の大部分が分布しています[5]。

$^{137}\text{Cs}$ の流出率の解析で使用したSACTモデル[4]では、降雨量や地形/土壌の特徴、土地利用及び放射性セシウム濃度の深度分布などを変数として、表面流と土砂移動に伴う流出率を年間当たりで算出することができます。ここでは、川内村荻地区を含む流域を事例として、 $^{137}\text{Cs}$ の深度分布を示す $\alpha$ 値のみを変化させ、 $\alpha$ 値の変化が流出率に与える影響を確認しました。特に、尾根部のような緩傾斜部で $\alpha$ 値の経年変化が大きいことから(図3)、解析対象の流域全域を $\alpha = 1.2$ とした解析ケース(Case1)、緩傾斜部のみ $\alpha = 0.5$ とし残りを $\alpha = 1.2$ とした解析ケース(Case2)の2つの条件で解析しました(図4)。その結果、Case2では流域全体の $^{137}\text{Cs}$ の流出率がCase1と比較して減少し、特に森林域では、流出率が0.31%から0.14%と約半分に減少しました[5]。これは、Case2で $\alpha = 0.5$ と設定したことにより、森林土壌のごく浅い部分の $^{137}\text{Cs}$ 量が少なくなり、その結果、流出率が減少したと考えられます。現地調査で得られた $\alpha$ 値は、経年変化により減少しているため(図3)、今後、 $^{137}\text{Cs}$ の流出率は減少する傾向にあると考えられます。

#### (4) まとめと今後の予定

現地調査により、 $^{137}\text{Cs}$ は年を経るごとに深度方向へ移動するものの、いまだに地表付近に $^{137}\text{Cs}$ の大部分が分布していることがわかりました。また、現地調査を踏まえて $^{137}\text{Cs}$ の流出率の経年変化を解析した結果、流出率は時間の経過とともに減少する傾向が推定されました。今後、流出率の減少傾向を確認するための現地調

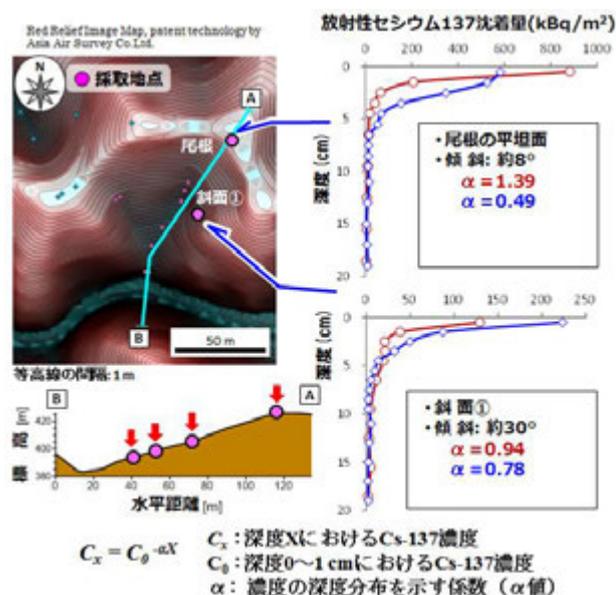


図3  $^{137}\text{Cs}$  深度分布の経年変化の例  
(川内村荻地区B、1年9か月間)

$^{137}\text{Cs}$ の深度分布は、赤線が2013年1月、青線が2014年10月に採取した土壌の分析結果に基づきます。

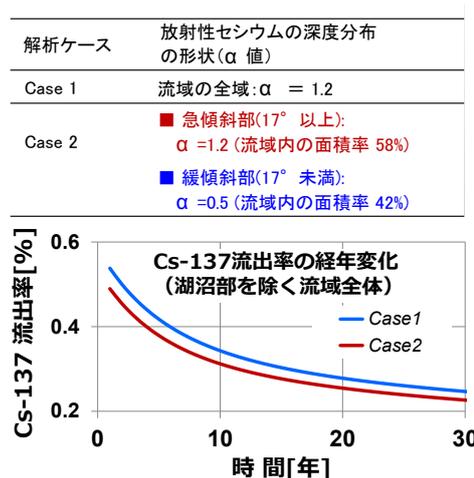


図4  $^{137}\text{Cs}$  の流出率の解析結果

流域の全域を $\alpha = 1.2$ と設定した場合と比較して、緩傾斜部に $\alpha = 0.5$ を設定した場合には流出率が減少します。

査と予測モデルの開発を進めるとともに、森林総合研究所等との共同研究等を活用し、林内に分布する林産物の $^{137}\text{Cs}$ 蓄積量の予測解析及び林内における空間線量率の予測解析に係る現地調査と予測モデルの開発に取り組む予定です。

《引用文献》 [1] 環境省 福島環境再生事務所, "家のそばの森はどうやって除染するの?～森林除染について", 平成26年1月第1版, p.22 (2014). [https://josen.env.go.jp/material/pdf/shinrin\\_20140221.pdf](https://josen.env.go.jp/material/pdf/shinrin_20140221.pdf)  
 [2] 福島県, "平成25年福島県森林・林業統計書(平成24年度)"(2013).  
 [3] H. Kato, et al., "Depth distribution of  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{134}\text{Cs}$  and  $^{131}\text{I}$  in soil profile after Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant Accident", *J. Environ. Radioact.* **111**, 59 (2012).  
 [4] M. Yamaguchi, et al., "Predicting the long-term  $^{137}\text{Cs}$  distribution in Fukushima after the Fukushima Dai-ichi nuclear power plant accident: a parameter sensitivity analysis", *J. Environ. Radioact.* **135**, 135 (2014).  
 [5] 新里忠史ほか, "東京電力福島第一原子力発電所事故により放出された放射性セシウムの森林土壌における深度分布の経年変化", 日本地質学会第122年学術大会(長野)講演要旨, R18-O-5 (2015).

# 6-1 (2) 福島長期環境動態研究 (F-TRACE)

## — ダム調査 —

福島環境安全センター 環境動態研究グループ 舟木 泰智、佐久間 一幸

### (1) はじめに

山地・森林域に沈着した放射性セシウム ( $^{137}\text{Cs}$ ) は、土壌粒子とともに河川に流入し、下流に向かって移動していきます。浜通り地域の河川の中腹には下流域の灌漑用水を確保するために貯水池が分布しており、流下してきた土壌粒子の一部は貯水池の底に堆積します。そのため、貯水池は上流域の  $^{137}\text{Cs}$  の動態を予測する上で、重要な調査地点といえます。

原子力機構では、貯水池での  $^{137}\text{Cs}$  の移動・堆積挙動を把握し、予測手法を開発・検証することを目的として、浜通り地域に分布する5つのダム(横川、大柿、坂下、荻、滝川ダム)と大熊町と双葉町に分布する9つの小規模なため池において、 $^{137}\text{Cs}$  の動態調査を進めています。具体的には水中の懸濁物質や池水の  $^{137}\text{Cs}$  の把握、池内の流速や濁度の連続観測等を実施しています。また、底質や沈降粒子を採取し、貯水池に供給される  $^{137}\text{Cs}$  の時間変化を把握するための調査も行っています。

本報では、図1に示した5つのダムで2014年5月から10月にかけて採取した沈降粒子の  $^{137}\text{Cs}$  濃度の時間変化と  $^{137}\text{Cs}$  を吸着する粒子径との関係について紹介します。

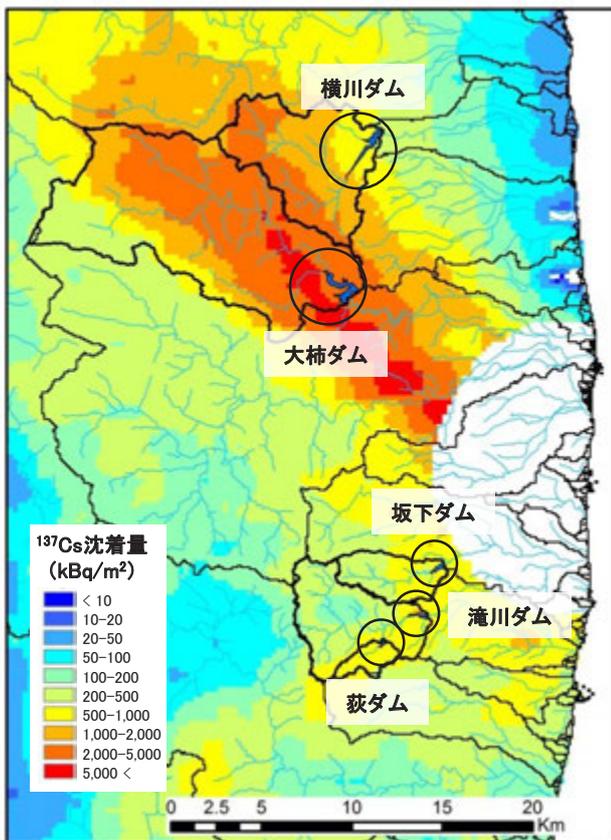


図1 調査地点

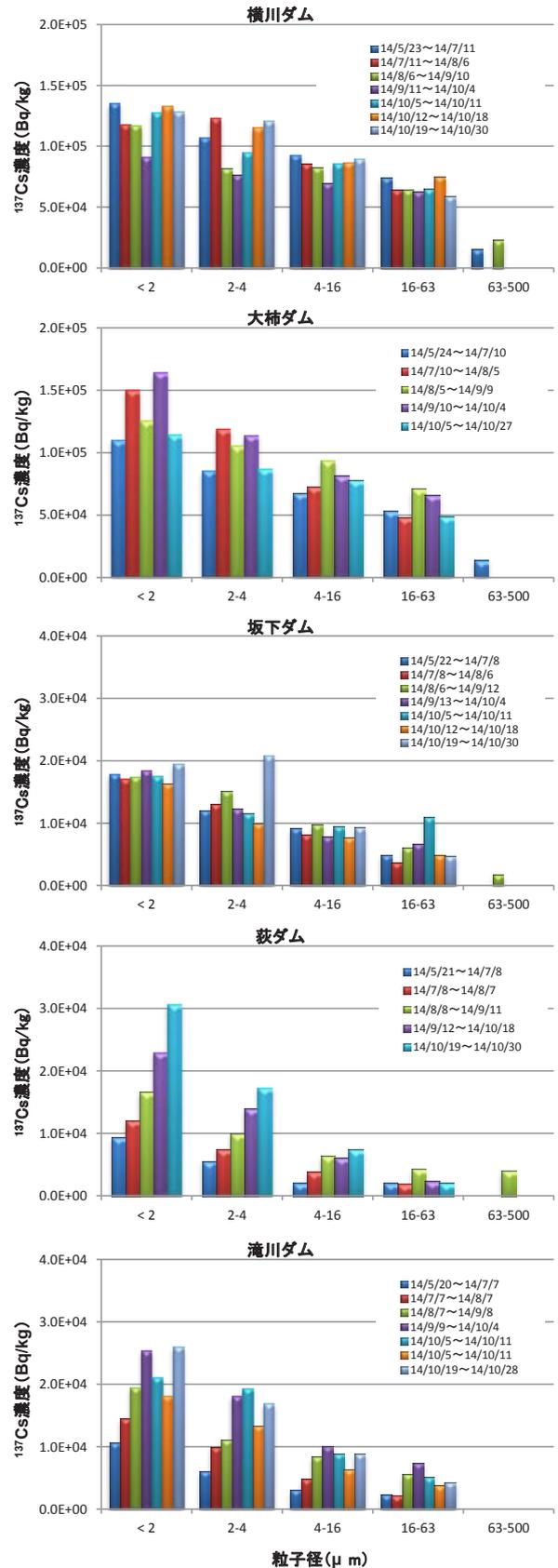


図2 沈降粒子の粒径と  $^{137}\text{Cs}$  濃度の時間変化  
 $^{137}\text{Cs}$  濃度は試料採取時の値

## (2) 調査の概要

沈降粒子は、ダムの底に定置したセディメントトラップ（日油技研工業株式会社製：SMD13S-6000）を用いて定期的に採取しました（図3）。採取した試料は、ふるい及び水簸処理によって粒子径ごとに分画し（粘土：<math>2\mu\text{m}</math>、2-4 $\mu\text{m}</math>、泥：4-16 $\mu\text{m}</math>、16-63 $\mu\text{m}</math>、砂：63-500 $\mu\text{m}</math>、500-2000 $\mu\text{m}</math>、礫：>2000 $\mu\text{m}</math>）、恒温乾燥炉（約105 $^{\circ}\text{C}</math>）で24時間以上乾燥した後、容器に封入し、Ge半導体検出器により放射能濃度を測定しました。$$$$$$$



図3 セディメントトラップによる試料採取

## (3) 主な成果

図2に各ダムの沈降粒子の粒径ごとの $^{137}\text{Cs}$ 濃度の時間変化を示します。いずれのダムもセディメントトラップで補足された粒子の大部分は粘土や泥の細かな粒子であり、砂や礫の粗粒な粒子はほとんど補足されませんでした。また、全体として細かな粘土粒子ほど $^{137}\text{Cs}$ 濃度が高い傾向にあることがわかりました。一般的に、粒径が小さいほど単位重量当たりの表面積（比表面積）が大きいため、 $^{137}\text{Cs}$ は細かな土壌粒子に吸着されやすいことが知られており[1]、調査結果はこれと整合します。

$^{137}\text{Cs}$ 濃度の時間変化をみると、横川ダム、大柿ダム、坂下ダムでは、観測期間を通じて粒径ごとの $^{137}\text{Cs}$ 濃度に顕著な変化は認められませんでした。富岡川水系に位置する荻ダムと滝川ダムでは、 $^{137}\text{Cs}$ 濃度が徐々に高くなる傾向が認められました。荻ダムや滝川ダムの上流域では、平成25年度に宅地や農地等の土壌の剥ぎ取りや客土等の除染に係る作業が行われていたため、これがダムに供給される土砂の $^{137}\text{Cs}$ 濃度に影響を与えた可能性があり、今後の調査結果を注視する必要があると考えています。

図4に各ダムの上流域における $^{137}\text{Cs}$ 平均沈着量（第3次航空機モニタリングによる2011年7月2日の値を使用）と粒径ごとの $^{137}\text{Cs}$ 濃度の関係を示します。観測期間を通じて、粒径ごとの $^{137}\text{Cs}$ 濃度はそれぞれの流域の $^{137}\text{Cs}$ 平均沈着量と比較的良好な相関を示します。これは、調査対象のダムの上流域の土地利用形態や地質・土壌の性質が比較的似ているため、上記のような傾向を示した可能性が考えられ、本調査から導いた両者の関係は、

浜通り地域全般の流域に適用できる可能性があります。

今後も継続的にダムに供給される粒子を捕捉し、 $^{137}\text{Cs}$ 濃度の時間変化と $^{137}\text{Cs}$ を吸着する粒子径との関係を追跡して、貯水池内及び貯水池上流域における $^{137}\text{Cs}$ の動態を明らかにしていく予定です。

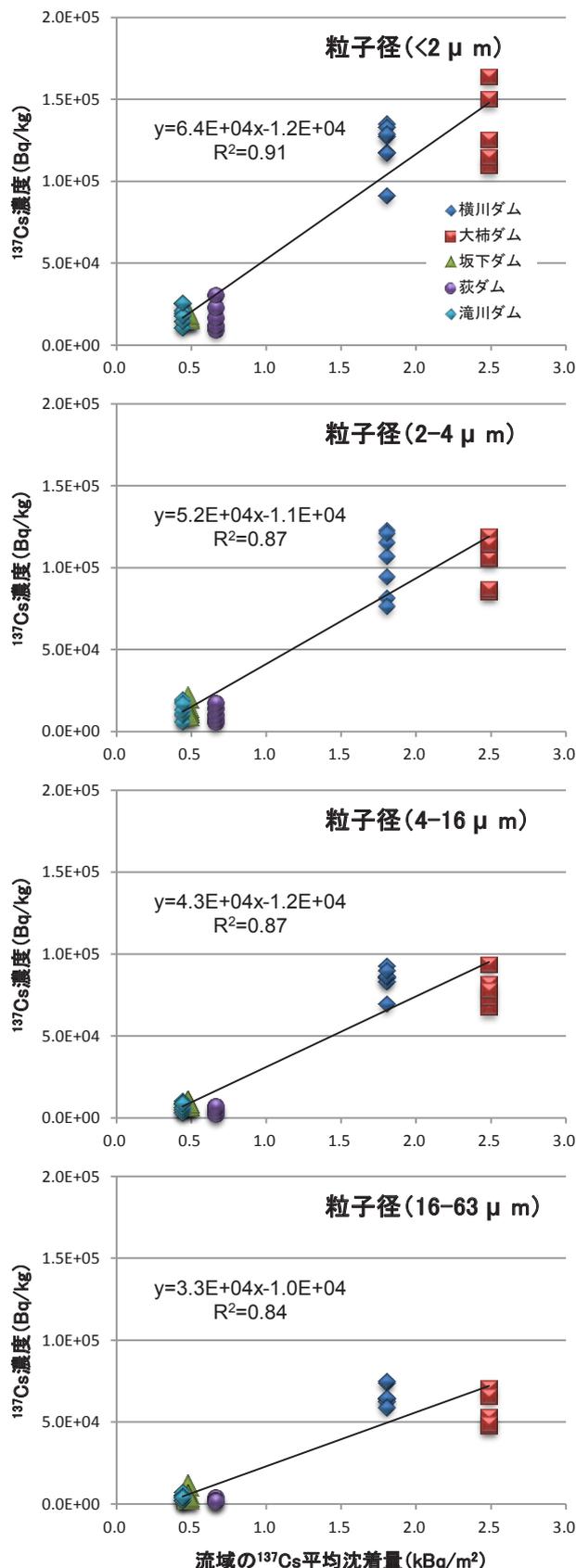


図4 流域の $^{137}\text{Cs}$ 平均沈着量と粒径ごとの $^{137}\text{Cs}$ 濃度  
 $^{137}\text{Cs}$ 濃度は試料採取時の値

《引用文献》[1] Q. He, D.E. Walling, "Interpreting particle size effects in the adsorption of  $^{137}\text{Cs}$  and unsupported  $^{210}\text{Pb}$  by mineral soils and sediments" *J. Environ. Radioact.* **30**, 117 (1996).

# 6-1 (3) 福島長期環境動態研究 (F-TRACE)

## — 河川調査 —

福島環境安全センター 環境動態研究グループ 中西 貴宏

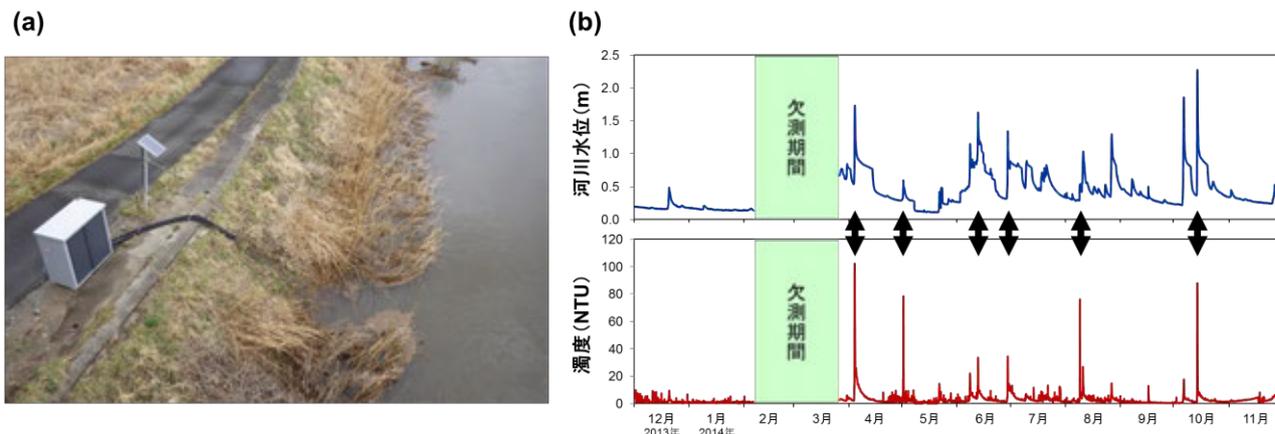


図 1 自動観測装置で観測した2013年12月～2014年11月の河川水位と濁度（請戸川下流域の例）

請戸川下流域に設置した観測装置(a)で、2013年12月～2014年11月の河川水位と濁度（懸濁物質濃度の指標）を観測しました(b)。高水敷まで河川水が到達するような1 m超の水位上昇は数回観測され、この時に土壌粒子が多く移動していることが分かります。

### (1) はじめに

山地森林に沈着した放射性セシウムの一部は、吸着した土壌粒子等とともに、降水によって河川に流入し、下流へと移動していきます。生活圏における被ばく線量の将来予測に当たっては、山地森林から河川を通じて移動・堆積する放射性セシウムの動態を定量的に把握することが必要とされています。

原子力機構では、河川による放射性セシウムの移動・堆積挙動の予測手法を開発・検証することを目的として、福島県浜通り地方の広域河川系における放射性セシウムの動態調査を進めています。

昨年度の報告では、河川敷において、増水した時だけ水に浸かる場所（高水敷）に放射性セシウムを含む土壌粒子が堆積していることを報告しました。今年度は、その後の継続調査によって得られた成果を報告します。

### (2) 調査の概要

現在のところ、調査対象として、比較的空間線量率の高い地域を流れる太田川・小高川・請戸川・前田川・熊川・富岡川・井出川・木戸川を選定しています。全河川を合わせると調査地点は100地点を超えています。

それぞれの調査地点において、河川水や川底・河川敷の堆積物に含まれる放射性セシウム濃度とともに、河川の流量や懸濁物質濃度、河川敷における空間線量率分布の調査等を継続的に実施しています。また、河川水位や懸濁物質濃度を連続的に観測する装置（自動観測装置）をそれぞれの河川に設置し、河川を移動する放射性セシウムの挙動に関する基礎データを蓄積しています。

### (3) 主な成果

請戸川下流域に設置した自動観測装置で得られた、河川水位と濁度（懸濁物質濃度の指標）の観測結果を図1に示します。この調査地点では、2013年12月から2014年11月までの1年間に、高水敷まで河川水が到達するような1mを超える水位の上昇が数回観測されました。濁度も同時期に上昇しており、このような増水時に移動する土壌粒子が、下流域の高水敷に堆積すると考えられます。年に十日程度しかない増水時に移動する懸濁物質の量が、年間移動量の50%以上を占めていることも分かりました。図1で、増水後の水位低下が途中で緩やかになるのは、上流にある大柿ダムの放流によるものです。この時、濁度は平常時と同程度まで低下することから、ダムから下流への土壌粒子の流出は少ないと考えられます。

それでは、下流域の河川敷には、放射性セシウム濃度の高い土壌粒子が堆積し続けるのでしょうか？ そのこ

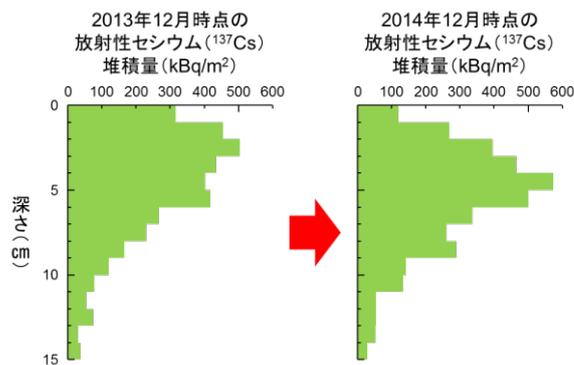


図 2 高水敷における放射性セシウム深さ分布の時間変化（請戸川下流域の例）

2013年12月～2014年12月の1年間に、放射性セシウム濃度の低い土壌粒子が2～3 cm 堆積したことが分かります。

で、下流域に堆積する放射性セシウム濃度の分布が時間とともにどのように変化していくのかを調査しました。自動観測装置を設置している請戸川下流域の調査地点近くの高水敷で、図1に示した観測期間の前後(2013年12月と2014年12月)の、同じ場所での放射性セシウムの深さ分布を比較してみました(図2)。土壌表層2~3cmの放射性セシウム堆積量が少なくなっていることが分かります。この結果は、土壌表層に比較的放射性セシウム濃度の低い土壌粒子が堆積したため、あるいは堆積していたセシウム濃度の高い土壌と交換したためと考えられます。いずれにしても、河川敷の土壌表層に存在する放射性セシウム堆積量は、時間とともに減少傾向にあると考えられます。

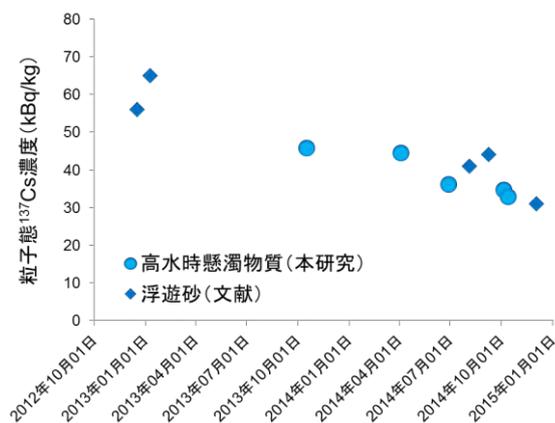


図3 河川を移動する土壌粒子(懸濁物質)に含まれる放射性セシウム濃度の時間変化(請戸川下流域の例)

2012年10月から2014年10月にかけて、河川を移動する土壌粒子に含まれる放射性セシウム濃度は低下する傾向にありました。

2013年10月から現在まで、河川水位が1mを超える増水がある度に河川水を採取し、懸濁物質に含まれる放射性セシウム濃度を測定しています。請戸川下流域における懸濁物質中放射性セシウム濃度の時間変化を図3に示します。文部科学省・原子力規制庁からの委託事業[1,2]で報告されている、河川浮遊砂に含まれる放射性セシウム濃度も併せて示しています。2012年10月から2014年10月にかけて、懸濁物質・浮遊砂に含まれる放射性セシウム濃度は低下傾向にあることが分かります。この結果は、先に述べたように、下流域の高水敷に堆積する土壌粒子に含まれる放射性セシウムの量が、時間とともに減少傾向にあることと一致します。このことは、流域から河川に流出する放射性セシウムの量も、時間とともに減少傾向にあることを示しています。このような傾向は、福島県浜通り地方の多くの河川でみられています。

これまでの結果から、河川敷の空間線量率も時間とともに低下していくと考えられます。2013年1月から2014年12月までの、河川敷横断面の空間線量率分布の時間変化を図4に示します。請戸川下流域では、2011年3月から2013年1月までの間に、比較的空間線量率の高い上流側から移動してきた放射性セシウム濃度の高い土壌粒子が堆積することによって、高水敷の空間線量率は周辺よりも高くなりました。しかし、その後の継続調査から、高水敷の空間線量率は、放射性セシウムの壊変による物理的減衰(2013年1月から2014年12月までに27%)に比べて速い速度(49~60%)で低下していることが分かりました。これまで述べてきたように放射性セシウム濃度が低い土壌粒子が堆積したため、あるいは、土壌侵食によって放射性セシウムを多く含む土壌粒子が流出したためと考えられます。いずれにしても、河川敷の空間線量率は低下していくことが予測されます。

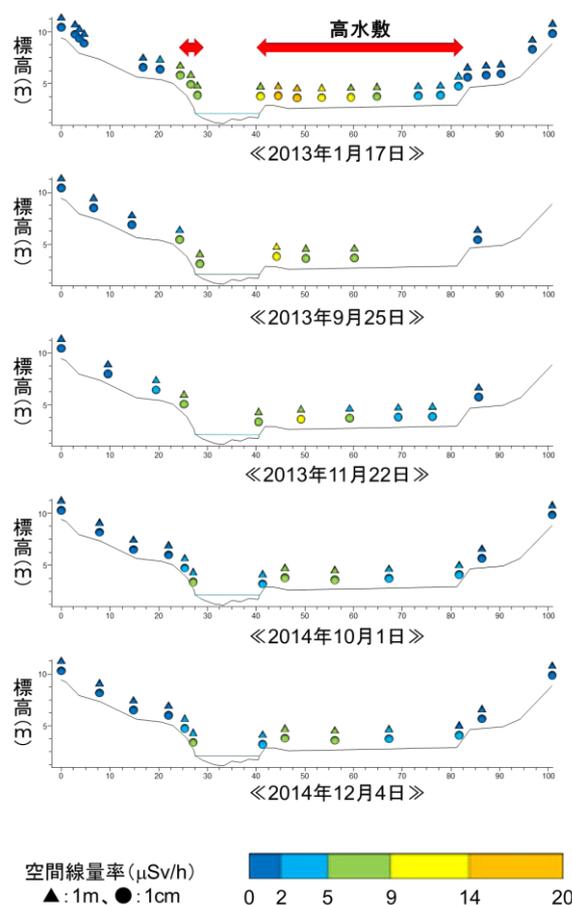


図4 河川敷横断面における空間線量率分布の時間変化(請戸川下流域の例)

2013年1月から2014年12月にかけて、河川敷の空間線量率は低下傾向でした。特に高水敷で、顕著な低下を示しました。

【参考文献】  
 ・ 中西貴宏, "6・2 福島長期環境動態研究 (F-TRACE) (3) 河川調査", 2014年版東京電力(株)福島第一原子力発電所事故に係る廃止措置及び環境回復への原子力機構の取り組み, p.76-77 (2014).  
 ・ 中西貴宏ほか, "福島長期環境動態研究: (9) 河川敷における放射性セシウムの堆積挙動", 日本原子力学会 2015年秋の大会予稿集, p.559 (2014).  
 【引用文献】 [1] 日本原子力研究開発機構, "平成24年度文部科学省委託事業「福島第一原子力発電所事故に伴う放射性物質の長期的影響把握手法の確立」成果報告書", (2013). URL: <http://fukushima.jaea.go.jp/initiatives/cat03/entry05.html>  
 [2] 日本原子力研究開発機構, "平成26年度原子力規制庁委託事業「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故に伴う放射性物質の分布データの集約及び移行モデルの開発」成果報告書" (2015). URL: <http://radioactivity.nsr.go.jp/ja/list/560/list-1.html>

# 6-1 (4) 福島長期環境動態研究 (F-TRACE)

## — $^{137}\text{Cs}$ の将来的な分布を予測する解析モデルの開発 —

福島環境安全センター 環境動態研究グループ 北村 哲浩、操上 広志、佐久間 一幸  
システム計算科学センター シミュレーション開発室 町田 昌彦、山田 進、Alex Malins

福島の地表に沈着した放射性物質のうち、放射性半減期が 30 年と比較的長く継続監視が必要な  $^{137}\text{Cs}$  の多くは土壌粒子に付着しており、その移動は地表面における降雨流出並びに河川における水流による土壌粒子の運搬・堆積及び再移動に伴うものが主なプロセスと考えられます。

私たちの研究開発は、このような土壌粒子の動きに着目した  $^{137}\text{Cs}$  の移動予測モデルを開発することと、その移動による被ばく線量の変化を推定すること、そして被ばく線量低減に有効な移動抑制等の対策を提案することを目的としています。そして現在、様々な時間スケールや空間スケールに応じて適切な解析ができるよう、複数の解析ツールを開発・導入し、目的に応じた解析を進めています。例えば、経験モデルでは広域の年単位の土砂及び  $^{137}\text{Cs}$  の侵食・流出量を予測し、物理モデルでは個別の降雨事象に対する短期の土砂及び  $^{137}\text{Cs}$  の侵食・移行・堆積量を予測しています。

### (1) 請戸川流域を対象とした解析の例

以下に請戸川の流域を対象として、土砂や  $^{137}\text{Cs}$  の動き、及びそれらの再配置に基づく空間線量率の変化を解析した事例を紹介します。

まず、物理的流域解析モデル (GETFLOWS) により台風通過前後の土砂及び  $^{137}\text{Cs}$  の移動・堆積量を解析しました。全体的に流出量は河川を通じたものが大きく、堆積量はダム湖や河口付近の河川敷において大きくなるのが判りました。そこでダム湖や河口付近の河川敷について詳細な解析を進めました。

大柿ダム湖内での土壌及び  $^{137}\text{Cs}$  の挙動を、3次元の水・土砂・放射性物質輸送モデル (FLESCOT) を用いて、台風時のそれらの濃度変化を計算したところ (これまでに実施した 1次元・2次元の解析結果と同様) 実測値をよく再現しました (図 1)。

河川の上流側での上記の解析結果や観測データを活用し、請戸川河口付近の詳細解析を 2次元水・土砂・放射性物質輸送モデル (Nays2D) を用いて行いました。そこ

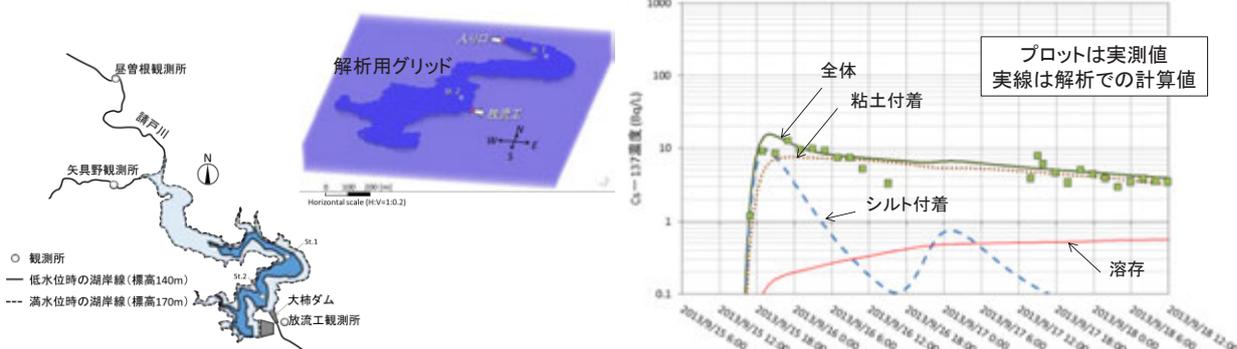


図 1 ダム湖中の土壌及び  $^{137}\text{Cs}$  挙動の再現解析

3次元輸送モデル FLESCOT を用い、2013年9月の台風前時の  $^{137}\text{Cs}$  濃度の推移を算出しました。

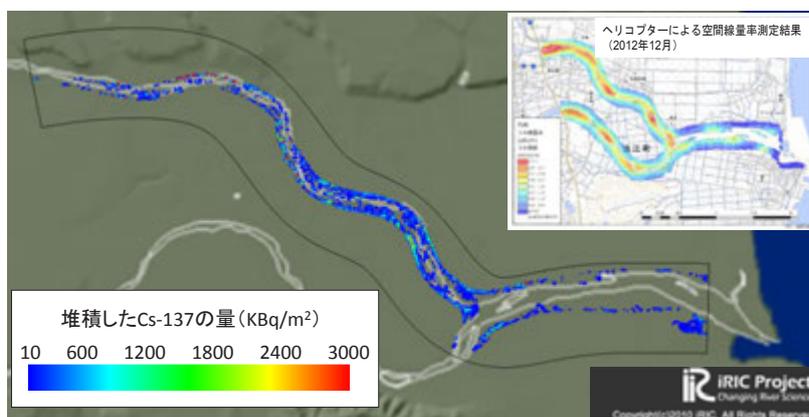


図 2 大雨に伴う河川敷への  $^{137}\text{Cs}$  累積解析の例

2次元土砂輸送モデル Nays2D を用い、2011年9月の台風通過時の  $^{137}\text{Cs}$  の河川敷堆積量を算出しました。同じ領域での空間線量の分布と同様に河川の曲がった部分と合流付近で大きくなる傾向が認められました。

では台風通過時の土砂及び<sup>137</sup>Csの流出量に加え、河川敷堆積量を算出し、高流量時に運ばれた土砂及び<sup>137</sup>Csが河川敷に堆積する状況を再現することができました(図2)。

河川敷に堆積した<sup>137</sup>Csの線量率評価は、河川治水などの観点で重要です。私たちは<sup>137</sup>Csの土壤中濃度分布から線量率を解析するツールを開発し、地表から1mの高さの空間線量率の解析を行い、測定結果を再現することを確認しました(図3)。現在、河川敷での<sup>137</sup>Cs堆積分布解析結果を用いて空間線量率がどう変化したかの評価を進めており、現地の調査データなども活用し、より詳細な空間線量率の解析を行っています。

## (2) 今後の展開

原子力機構では上記のような各種モデルを直接的・間接的に統合した包括的総合評価システムの開発を進めており(図4)、自治体やダム管理者などに提供し、環境回復のための対策検討に活用していただけるよう準備しています。

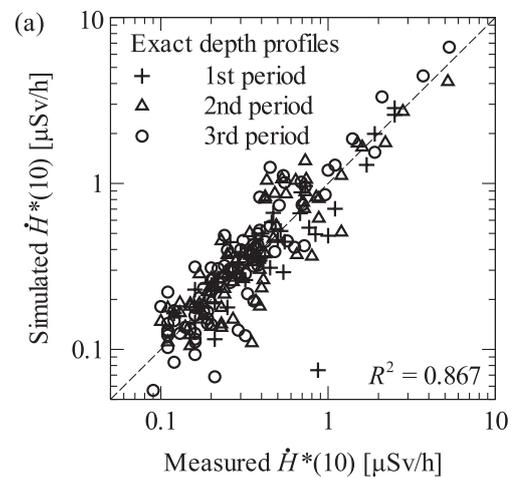


図3 線量率変化解析の例

線量評価ツールを用い、<sup>137</sup>Csの土壤からの放射線線量を解析し、地表から1mの高さの空間線量率について、測定結果を再現することを確認しました。

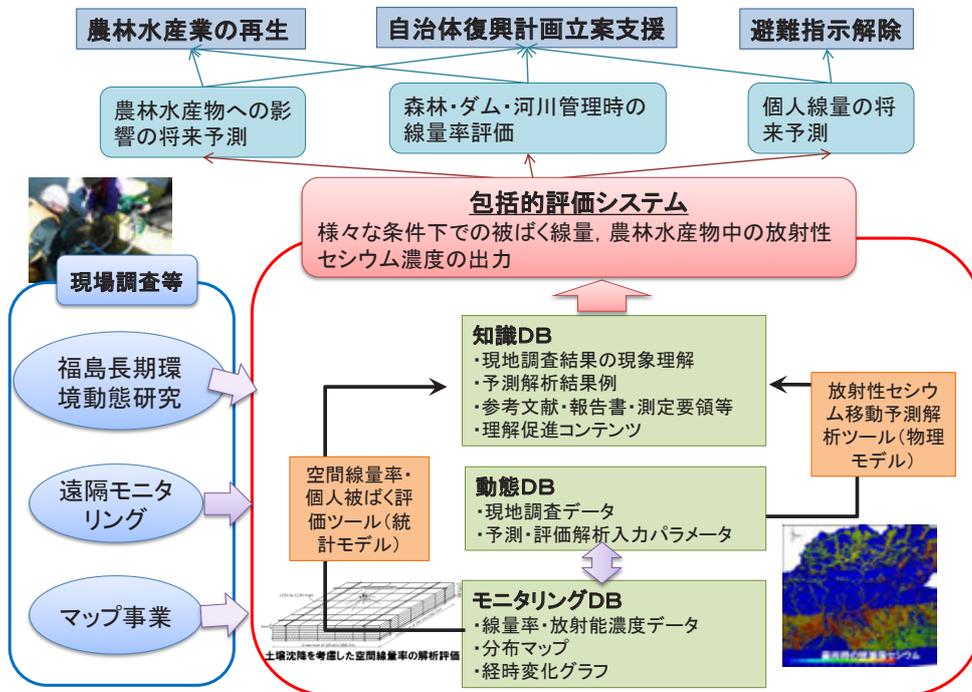


図4 包括的評価システムの概念と反映先の例

現地調査等のデータを入力して、各種解析を行い様々な場所で将来的な<sup>137</sup>Cs再分布や被ばく評価を行うシステムを開発しています。

《参考文献》

- A. Malins, et al., "Evaluation of ambient dose equivalent rates influenced by vertical and horizontal distribution of radioactive cesium in soil in Fukushima Prefecture", J. Environ. Radioact. **151**, 38 (2016).
- S. Yamada, et al., "Sediment and <sup>137</sup>Cs transport and accumulation in the Ogaki Dam of eastern Fukushima", Environ. Res. Lett. **10**, 014013 (2015).
- A. Kitamura, et al., "Mathematical modeling of radioactive contaminants in the Fukushima environment", Nuc. Sci. Eng. **179**, 104 (2015).
- M. Yamaguchi et al., "Predicting the long-term <sup>137</sup>Cs distribution in Fukushima after the Fukushima Dai-ichi nuclear power plant accident: a parameter sensitivity analysis", J. Environ. Radioact. **135**, 135 (2014).
- H. Kurikami et al., "Sediment and <sup>137</sup>Cs behaviors in the Ogaki Dam Reservoir during a heavy rainfall event", J. Environ. Radioact. **137**, 10 (2014).
- A. Kitamura et al., "Predicting sediment and cesium-137 discharge from catchments in eastern Fukushima", Anthropocene **5**, 22 (2014).

# 6-2 (1) 海洋における物質動態のモデル開発

## — 沖合海底の海底堆積物に含まれる放射能の調査 —

原子力基礎工学研究センター 環境動態研究グループ 乙坂 重嘉

河川や大気を通じて海洋に供給された物質の多くは、海水に溶けた状態で海流と共に移流・拡散しますが、残りの一部は、生物の体内に取り込まれたり、海水中に漂う懸濁物に吸着したりしながら、海底へと沈降し、堆積します。この海水中を沈降移動する粒子（沈降粒子）は、マリンスノーとも呼ばれ、海底に生息する生物への栄養物質を海洋表層から輸送する役割を担っています。一方、この沈降粒子が海洋表層の汚染物質を海底に運ぶ場合もあります。

東京電力福島第一原子力発電所事故（以下、1F 事故）によって海洋に放出された放射性セシウムは、その多くが海水中に溶けた状態で広い範囲に拡散した一方で、約 1~2 パーセントが海底に堆積したと見積もられています [1]。海底に沈着した放射性セシウムは、海水中での動きに比べて動きが遅く、数年～数十年の時間スケールで海底に留まると考えられるため、継続的な監視と、正確な動態の把握が求められています。

本研究では、福島県沖合の海底付近での放射性セシウムの輸送量とその時間変化を明らかにするため、海中にセジメントトラップ（沈降粒子捕集装置）を設置し、沈降粒子を約 2 年間にわたって捕集するとともに、得られた粒子を分析しました。

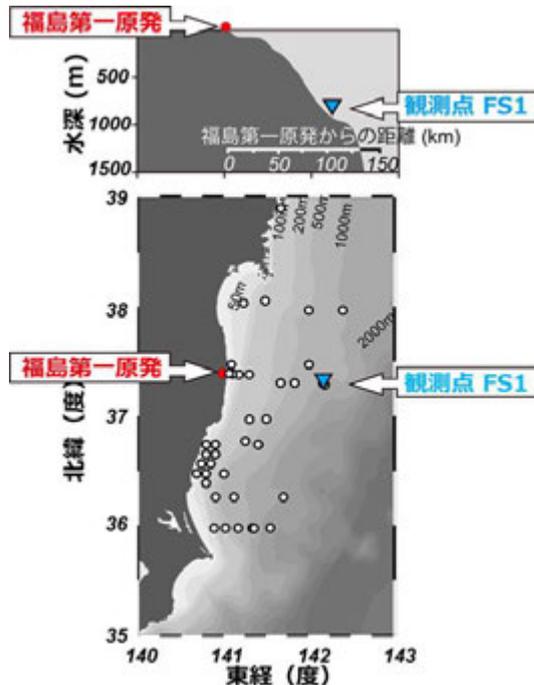


図1 調査実施地点

▼印はセジメントトラップ係留系の設置点（観測点 FS1）、○印は海底堆積物の採取点

### (1) 実験の概要

セジメントトラップは、1F の約 100km 東方の沖合（図 1、海底水深 989m）観測点の 873m 層にかけて設置しました。装置を定位置に保持するために、浮き、重錘、回収時に用いる切離装置とともにセジメントトラップをロープに繋ぎ、海水中に係留しました（図 2）。セジメントトラップの試料瓶は約 1 ヶ月間隔で自動的に交換するように設定し、2011 年 8 月から 2013 年 6 月までの 2 年間に 26 期間の沈降粒子試料を連続的に捕集しました。装置・試料の回収は 1 年ごとに行いました。

集めた試料は、実験室に持ち帰った後、放射性セシウム ( $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ) 濃度の他に、沈降粒子の特性の指標として、主要成分（生物起源ケイ酸塩、生物起源炭酸塩、陸起源ケイ酸塩、有機物）の濃度を測定しました。これまでの海洋調査で沿岸から沖合にかけて採取した海底堆積物試料も同様に分析し、沈降粒子の分析結果と比較しました。



図2 セジメントトラップ係留系の模式図

### (2) 福島沖合における沈降粒子の量と特徴

福島沖における全粒子束 ( $1\text{m}^2$  当たり、1 日当たりの粒子の沈降量) は、2012 年と 2013 年のいずれも、冬季から春季 (1 月から 5 月) にかけて増加傾向が見られました (図 3a)。全粒子束が特に高かった冬季の沈降粒子は鉱物成分を、それ以外の比較的粒子束の低い時期には、生物起源ケイ酸塩や炭酸塩（プランクトンの殻の成分）や有機物（生体組織の成分）を多く含んでいました (図 3b)。このような全粒子束や沈降粒子の組成の季節変化の特徴は、東日本大震災以前からこの海域で見られる典型的なものでした。

本研究の調査海域を含む北太平洋北西部では、冬季や荒天時の活発な海水混合が、沿岸域の海底堆積物の再浮遊を引き起こし、その擾乱は沖合の海底付近まで伝播することが知られています。図 3a において冬季 (1 月か

ら2月)に見られた高い全粒子束は、この海底付近での擾乱によって海底から浮遊した鉱物成分が、沈降粒子として再び下方輸送されたことが原因であると推測されます。

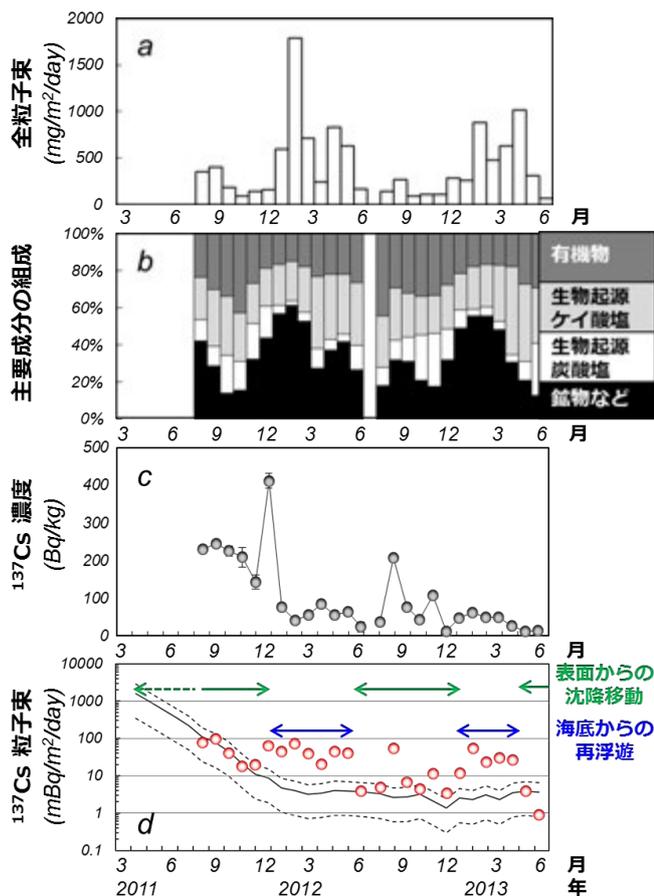


図3 セジメントトラップで観測した、a 全粒子束、b 沈降粒子の主成分組成、c 沈降粒子中の<sup>137</sup>Cs濃度、d <sup>137</sup>Cs粒子束の時間変化

図dにおいて、○印は実測値、実線は推定値、点線は推定値の不確かさの範囲(95%信頼区間)を示す

春季(3月から5月)には、表層(概ね水深100mより上層)で増殖する珪藻などの植物プランクトンが急激に増殖し、一部が急速に深層へと運ばれた結果、これらの生物の構成成分(特に珪藻の殻の成分である生物起源ケイ酸塩)が多く捕集されたと考えられます。この時期の沈降粒子は、海水中を懸濁する鉱物粒子も効率的に取り込みながら海底へと運ぶと推測され、珪藻類の増殖が終息する5月末には、冬季から続いた鉱物成分の深層への輸送も同時に鈍化することが分かりました。

夏季から秋季(6月~12月)には、全粒子束は低いものの、春季と同様に、海洋表層生物を起源とする成分が多く見られました。

### (3) 沈降粒子中の放射性セシウム濃度と輸送量

沈降粒子からは、観測期間を通して1F事故由来の放

射性セシウムが検出され、<sup>137</sup>Cs濃度の最高値は2011年12月の405Bq/kgでした(放射能は観測時の値、以下同様)。沈降粒子中の<sup>137</sup>Cs濃度は、一時的に高い値が観測されたものの、全体として減少傾向を示しました。

1日当たり、1m<sup>2</sup>あたりに沈降粒子として海洋深層に運ばれる<sup>137</sup>Csの量を表す<sup>137</sup>Cs粒子束(全粒子束と<sup>137</sup>Cs濃度の積: 図3d ○印)は、観測期間の序盤に高く、2011年9月に最大(98mBq/m<sup>2</sup>/day)となった後、冬季から春季にかけて極大を示しながら、観測終了時(2013年6月)には1mBq/m<sup>2</sup>/dayまで減少しました。冬季から春季のみに見られた<sup>137</sup>Cs粒子束の極大は、図3aで示した全粒子束の季節変動の傾向と一致しました。

### (4) 福島沖合の海底への放射性セシウムの輸送過程

海洋表層から運ばれる<sup>137</sup>Csの量は、表層海水中の<sup>137</sup>Cs濃度、海洋表層での粒子の生産量、海水・粒子間へのCsの分配係数から大まかに推定することができます(図3d 実線)。海洋表層で生産された生物の沈降が支配的であった夏季から秋季には、実測した<sup>137</sup>Cs粒子束(○印)が推定値と同程度でした(図3d)。このことは、この時期に海洋表層で粒子に取り込まれた<sup>137</sup>Csが、素早く深層に鉛直輸送されたことを意味しています。

本実験を開始した2011年8月には、既に多くの<sup>137</sup>Csが観測点の海底に堆積していましたが、図3dに示すように、<sup>137</sup>Cs沈降量を1F事故直後(2011年4月)まで遡って積算すると、海底での<sup>137</sup>Cs量の大部分は、1F事故から半年以内に表層から運ばれたと推定することができました。上述した表層からの急速な放射性セシウムの鉛直輸送は、海洋表層での放射性セシウム濃度が高かった1F事故の直後に特に顕著だったと考えられます。

一方、冬季から春季にかけての<sup>137</sup>Cs粒子束は、推定値に比べて約一桁高いことが分かりました。先に述べたとおり、この時期には、表層からの粒子沈降に加えて、沿岸域の海底に堆積した鉱物粒子が再浮遊しながら水平的に移動したと考えられます。図3dで冬季に観測された特異的に高い<sup>137</sup>Cs粒子束は、一旦海底に沈着した<sup>137</sup>Csが、鉱物粒子と共に沖合に向かって移動する様子を直接捉えた結果であると言えます。

本研究で得た結果は、福島周辺海域の海底における放射性セシウム分布の成因を詳細に把握する手がかりとなるばかりでなく、1F事故由来の放射性核種による海底付近の生態系への長期に亘る影響を理解するための貴重な観測例として、国内外から注目されています。上述した個別のパラメータを海洋物質移行予測モデルの基礎データとして用いることで、海水ばかりでなく、海水中での粒子状物質の動きをより正確に予測できるよう、開発を進めています。

【参考文献】  
 ・ S. Ootaka, et al., "Vertical and lateral transport of particulate radiocesium off Fukushima", *Env. Sci. Technol.* **48**, 12595 (2014).  
 ・ K.O. Buesseler, et al., "Tracking the fate of particle associated Fukushima Daiichi cesium in the ocean off Japan", *Env. Sci. Technol.* **49**, 9807 (2015).  
 【引用文献】 [1] S. Ootaka and Y. Kato, "Radiocesium derived from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant accident in seabed sediments: Initial deposition and inventories", *Environ. Sci.: Processes & Impacts* **16**, 978 (2014).

## 6-2 (2) 海洋における物質動態のモデル開発

### — 海洋拡散相対濃度評価マップの作成 —

原子力基礎工学研究センター 環境動態研究グループ 小林 卓也

#### (1) 緒言

東日本大震災により東京電力福島第一原子力発電所（以下、1F）の原子炉建屋及び原子炉格納容器は甚大な損傷を受け、大量の放射性物質を大気・海洋環境へ放出する結果となりました。2014年8月時点で1Fに滞留・貯留している汚染水は、タービン建屋、海側トレンチ、海側地下水、貯留設備、等に存在します。これらの汚染水が海洋へ漏洩する可能性に備え、日本の沿岸域における移行過程を事前に把握しておくことは、漏えいによる海洋汚染範囲の予測や、迅速なモニタリング計画策定に有効です。そこで原子力機構では1Fから漏洩する汚染水の拡散の概略を把握するために海洋拡散相対濃度評価マップを作成しました。

#### (2) 計算方法

マップの作成に当たり、1Fの沿岸域を対象とした狭い時空間スケールでの放射性物質の移行挙動を把握するため、海洋大循環モデルとして京都大学、海洋研究開発機構、日本海洋科学振興財団によって開発された海況再解析システム（沿岸モデル）を用いました[1]。このシステムで計算された海流場を海洋中放射性物質拡散コードSEA-GEARN[2]の入力とします。マップの作成には、2011年3月から1年間の再解析データを用いました。放射性物質の拡散過程の季節差を確認するために四季毎に仮想放出計算を実行しました。各季節の計算では拡散シミュレーション結果のアンサンブル平均を用いることで特異的な海流場の低減に努め、準気候的な扱いとし、一般的な季節場の作成を実施しました。放出する放射性核種は溶存態を仮定しました。放出位置は1Fの前面海域の表層としました。放出は単位放出（1 Bq/h）で与え、連続放出としました。計算期間は30日としました。

#### (3) 結果と検証

結果の一例として夏季の沿岸モデルの計算による30日後の結果（図1）を示します。放出位置の計算格子の濃度に対して約12 km南の2F沖では約1桁低下し、約50 km南のいわきでは約2桁低下し、約100 km南の東海では約3桁低下しました。この結果は季節が変わっても同様の傾向を示しました。

作成した濃度分布マップの妥当性検証のため実事象に適用しました。図2に示す1F前面海域周辺のT-1、T-0-1、T-0-1A、T-0-2、T-0-3、T-0-3Aの測点のモニタリング値が1F前面海域を代表する表層濃度と仮定すると、2013年12月の海洋表層<sup>137</sup>Cs濃度の月平均は約1,200 Bq/m<sup>3</sup>です。この濃度が1Fにおける直近の1グリッド（1500m四方、水深1m）に定常的に存在すると仮定し、今までの研究[1]から得られた漏洩係数7.5を用いれば、<sup>137</sup>Cs

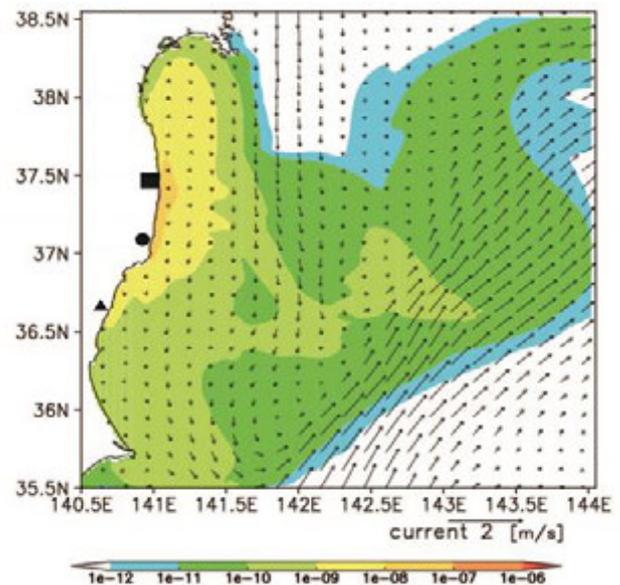


図1 夏季の沿岸モデルによる汚染水放出30日後の表層濃度分布

図中の■は1Fを示します。●と▲はそれぞれ1Fから約40 km（いわき）、約100 km（日立）離れた位置です。

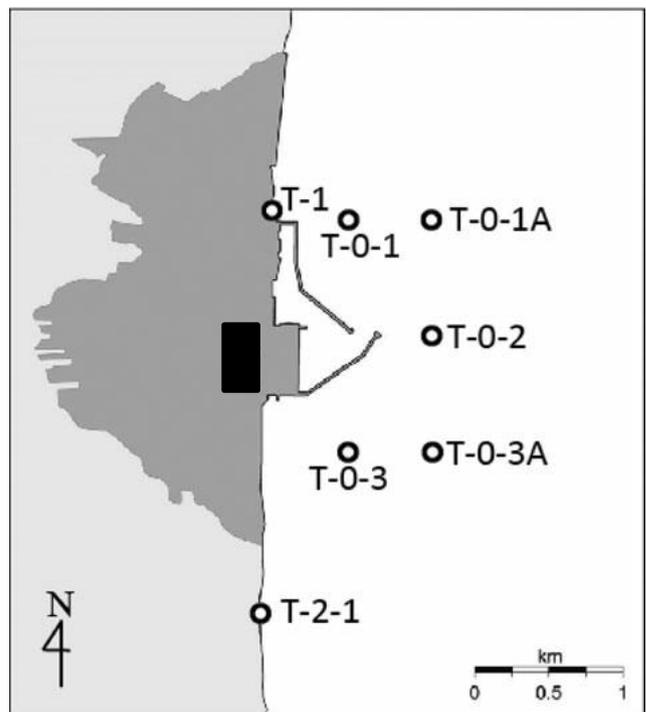


図2 1F前面海域におけるモニタリング測点

■は1Fの1-4号機の位置を示します。

漏洩量は約  $2.0 \times 10^{10}$  Bq/day となります。この漏洩量は単位放出量(1 Bq/h)の約  $1 \times 10^9$  倍です。したがって、2013年12月の平均濃度が連続して30日間放出を続けたとすれば30日後の沿岸の表層濃度分布の予想結果は図1(d)の濃度レンジを9桁大きくすることで示すことができます。この結果と図3に示す原子力規制委員会が2013年8月11～25日、2014年1月11～28日に試料採取した海水モニタリング結果を比較します。図2のT-1における2012年10月から2014年6月までの海洋表層<sup>137</sup>Cs濃度(図4)は約1,600 Bq/m<sup>3</sup>です。この値は前述した2013年10月における1F前面海域の濃度にはほぼ一致します。従って、2012年10月から2014年6月の期間は、ほぼ一定濃度の汚染水が1Fから連続して漏洩していたと考えることができます。ここで、2009年の福島沖表層<sup>137</sup>Cs濃度は1.4～2.0 Bq/m<sup>3</sup>のため、その平均の1.7 Bq/m<sup>3</sup>を海水モニタリング値から差し引いた値を比較の対象としました。図5に計算値とモニタリング値の比較結果を示します。モニタリング値と計算結果の比がそれぞれ2倍、5倍、10倍以下を示す指標であるFA2(%), FA5(%), FA10(%)を用いて比較したところ、2013年8月の結果はFA2=28, FA5=55, FA10=83、2014年1月の結果はFA2=47, FA5=78, FA10=84となりました。このように、計算値と海水モニタリング値

の比較結果は良好な一致を示しました。本マップの実現象への適用は、施設からの放出量や任意測点における海水中濃度を掛けることで濃度分布が得られるため、容易に汚染水の拡散の概要を把握することが可能となります。

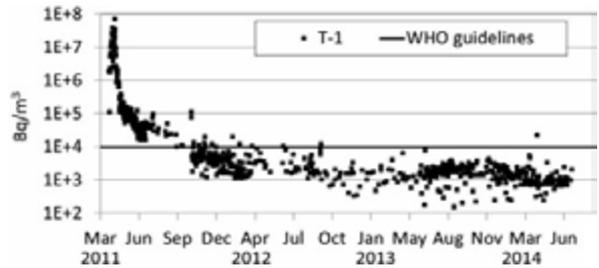


図4 図2のT-1における海洋表層<sup>137</sup>Cs濃度

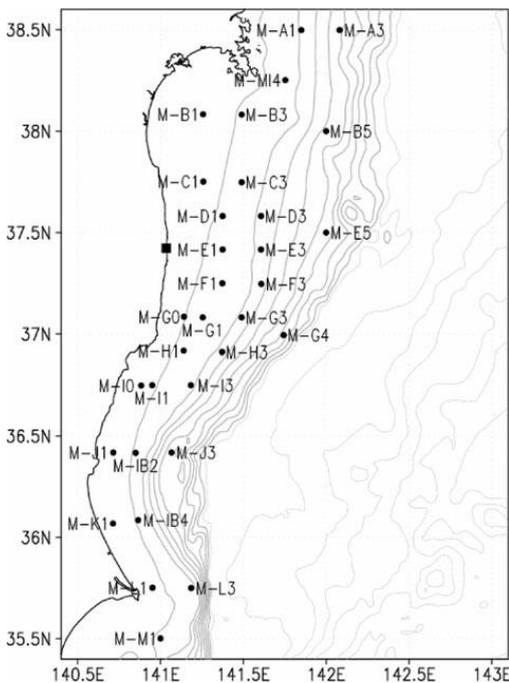


図3 原子力規制委員会による海洋モニタリング測点  
■は1Fの位置を示します。

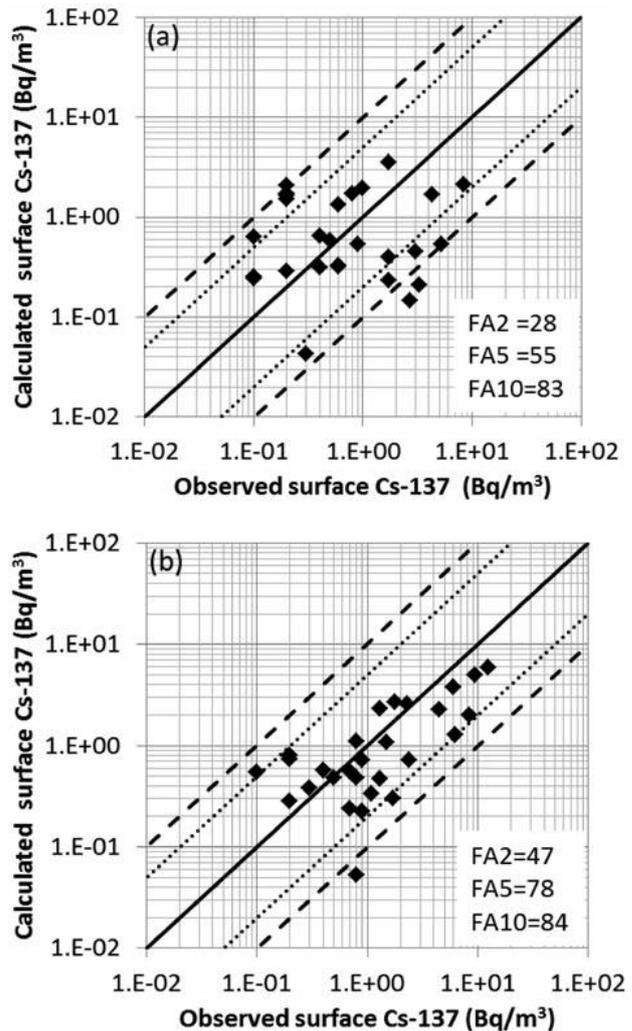


図5 海洋表層<sup>137</sup>Cs濃度の計算値と海水モニタリング値の比較  
試料取得月はそれぞれ(a)2013年8月、(b)2014年1月。

《参考文献》 ・ T. Kobayashi, et al., "Development of ocean dispersion concentration maps of the contaminated water released from the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant", J. Nucl. Sci. Technol. **52**, 769 (2015).  
 《引用文献》 [1] H. Kawamura, et al., "Preliminary numerical experiments on oceanic dispersion of <sup>131</sup>I and <sup>137</sup>Cs discharged into the ocean because of Fukushima Daiichi nuclear power plant disaster", J. Nucl. Sci. Technol. **48**, 1349 (2011).  
 [2] T. Kobayashi, et al., "Development of a nonconservative radionuclides dispersion model in the ocean and its application to surface cesium-137 dispersion in the Irish Sea", J. Nucl. Sci. Technol. **44**, 238 (2007).

# 7 環境モニタリング・マッピングの技術開発の概要

福島環境安全センター 放射線監視技術開発グループ 志風 義明

2011年3月の東京電力㈱福島第一原子力発電所(1F)事故発生以降、原子力機構では災害対策基本法の指定公共機関として放射線測定(モニタリング)など様々な対応をしてきました。現在も福島 の環境回復に向けて、主に、生活圏のモニタリング、個人線量評価技術の提供を行うとともに、未除染の森林、河川、沿岸海域等の線量評価手法の確立を目指し環境モニタリング・マッピング技術開発を行っています。

## (1) 環境モニタリング

1F事故によって拡散した放射性物質による汚染状況や空間線量率の推移を明らかにするために、事故直後から文部科学省及び平成25年度から原子力規制庁より委託を受けて継続している有人ヘリを用いた航空機モニタリングを福島県を含む近隣地域において実施しました。平成26年度の測定結果を平成25年度の第4次モニタリングで得られた線量率の結果を基準として比べたところ、セシウムの物理的半減期から計算される値よりも減少が大きく、セシウムの土壌への浸透具合の経時変化を考慮した場合の減少に一致しました(7-1(1))。

また、原子力機構とJAXAとの共同研究により小型無人航空機を用いた放射線モニタリングシステム(Unmanned Airplane Radiation Monitoring System:UARMS)の開発を行っています。UARMSの特徴は長距離通信での無人飛行が可能(最大100km)及び航行時間が長い(最大約6時間)ことが挙げられ、将来的に原子力防災への適用が可能と考えています。これまで開発してきたベース機を基に機能向上機を開発し、さらなる安全性の向上を目指して機能を付加するとともに、長距離通信機器の装備による長距離プログラム飛行、山間地での飛行を想定して対地高度をほぼ一定に保つように地形追従機能を持たせました。実際のフライト試験により地形追従の機能を確認することができました(7-1(2))。



図1 UARMSの外形

H26年度より、福島県内の空港や沿岸域でフライトを実施中。

また、池・湖・ダム等の水底の放射性物質による汚染状況が懸念されており、放射線モニタリング用サンプルを廃棄物にせず、一度に幅広い範囲を直接測定する手法が求められていました。そこで私たちは水底の放射性物質濃度を現地で直接測定できる手法の開発を行って

ます。開発は適用場所に応じて、①ため池等の小規模な水底の測定にはプラスチックシンチレーションファイバ(PSF)をコア技術とした測定手法、②ダムや湖等の中規模な水底の測定には潜水艇式ロボット(ROV:Remotely operation vehicle)、③大規模である海底の測定には無人観測船、の3つに分けて実施しています(7-1(3))。

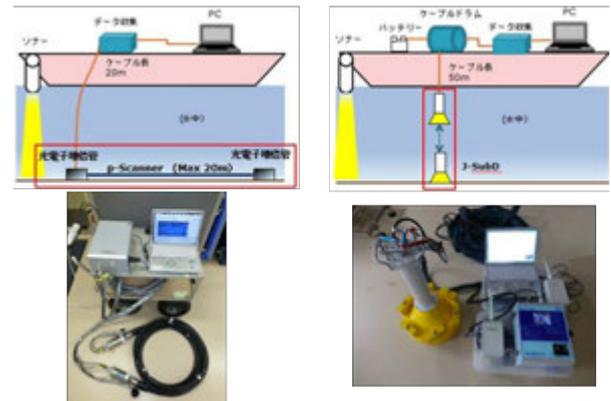


図2 水底の放射線測定システムの概要図

左:PSFによる測定システム、右:水中用スペクトロメータによる測定システム。



＜ベース車両＞  
一般的なバン(4WD)を採用した。トラック等と比較すると、より近隣の測定場所まで接近して測定が可能。

＜車外で使用する資器材＞  
ポンプ、発電機、ホース等を荷室後部に積載している。リフターで荷卸し可能。



＜Ge半導体検出器＞  
荷室全部に搭載し、荷室後部の資器材置き場とは隔壁で仕切られている(汚染防止)。

＜マリネリ容器形状の測定容器＞  
鉛遮へい体内部のGe検出器エンドキャップ周囲にマリネリ型の測定容器が通路として設置されている(この写真は遮へい体から測定容器を取り出した様子である)。以前のガラス製チューブ(約200ml)から容量を増大(約1L)。

図3 水モニタリング車の車内外の外観図

水専用測定として遮へい体をコンパクトにして、遮へい体、波高分析器、液体窒素の容器を含むGe半導体検出器一式で約600kgとしたため、ワンボックス車に搭載することが可能となりました。

また、生活用水や農業用水についても放射性セシウムの汚染が懸念され、それらの安全性を確認することは福島 の復興に向けた課題の1つになっています。これまでは測定サンプルの測定機関への運搬の手間や測定結果が公表されるまでの時間を要するという課題がありました。そこで現地にてリアルタイムに水中の放射性セシウム濃度を測定し、迅速に測定結果を掲示できる水モニタリング車を開発しました。この水モニタリング車は水専

用として遮へい体をコンパクトにして装置1式で600kgとしたため、ワンボックス車に搭載することが可能となりました。これにより、大型車両が進入できない狭い道や山間部等でも測定場所に出向いて、現地にて高精度に連続測定をすることができます(7-1(4))。

また、無人ヘリは有人ヘリに比べて低高度で飛行が可能であり軌跡幅も細かく設定できるため、放射線分布の位置分解能が高いという特徴があります。平成24年度から開始した1F近傍における無人ヘリを用いた詳細な放射線モニタリングを平成26年度までに6回実施しました。発電所周囲は比較的高い空間線量率が、北西、西北西、西、南方向に広がっていること、モニタリングの時期ごとに線量率が減少していることが分かりました。第1回モニタリングを基準に減少率を評価したところ、セシウム137の物理的減衰以上の減少を示しており、土壌への浸透を考慮した計算値とよく一致しました。さらに、原子炉により異なる $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ 比についても、初期の第1回モニタリングの測定データを詳細に解析することで $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ 比の分布図を作成しました(7-1(5))。

## (2) マッピング

原子力機構では文部科学省や原子力規制庁の委託調査の一環として、1F事故後に大量に放出されて広範囲に沈着した放射性物質による空間線量率及び土壌沈着量の詳細な分布を測定し、その変化の特徴を明らかにしてきました。

空間線量率については、以下の3方法で測定を行いました。まず、人為的なかく乱の少ない平坦な開かれた場所においてサーベイメータを用いて定点で地上1mの空間線量率を測定しました。また、京都大学原子炉実験所が開発したKURAMA-IIシステムを搭載した自動車による走行サーベイとKURAMA-IIシステムを測定者が背負って生活経路を歩きながら測定する歩行サーベイも行いました。2011年6月と2014年11月の空間線量率の平均の比較から空間線量率の減衰率は70%で、この期間の物理減衰率の49%を差し引いた残りの21%の減衰の要因が物理減衰や除染とは異なる要因によることが分かります。これは放射性セシウムが地中へ浸透してガンマ線に対する遮へい効果が増えたためと考えられます(7-2(1))。

次に、放射性核種の土壌への沈着量分布については、第2次調査以降はポータブルGe検出器を環境中に持ち出して行うin-situ測定でエネルギースペクトルを解析して土壌沈着量を定量しています。空間線量率と放射性セシウム137の沈着量の相関関係を基に、空間線量率のみの測定が実施された約6,600箇所について空間線量率から評価した放射性セシウム137の沈着量を評価し、in-situ測定及び土壌採取により直接求めた沈着量に加えて土壌濃度マップを作成しました。2014年度の上期と下期の $^{137}\text{Cs}$ 及び $^{134}\text{Cs}$ の比較から、上期と下期の間でウェザリング効果による沈着量の減少はほとんど観察されませんでした(7-2(2))。

また、放射性物質の影響を評価して適切な対策を講じ

るためには、現状分布及び時間変化の傾向を詳細に把握することが重要です。原子力機構では、福島県空間線量率情報発信事業において、地域住民の方々が居住する地域を毎日運航している路線バスに搭載したKURAMA-IIによる測定、また、ネットワーク技術、データ処理技術を用いて、路線バスで測定された結果を集約、解析、可視化する処理を自動化することで、測定結果を迅速に提供できるようにしました。

また、環境モニタリングデータベースの構築を行い、これまで、関係省庁や地方自治体により各々独自の形式で公開されていた環境モニタリングデータを自動的に収集するツールを開発して、散在したデータを一元的に集約するとともに、表示形式やデータ精度を統一して相互比較を可能としました。さらに、このデータベースと連携し、独自マップの容易な作成を支援するツールや、福島県の土地利用状況データや植生データ等、関連する地理空間情報の公開も開始しました(7-2(3))。

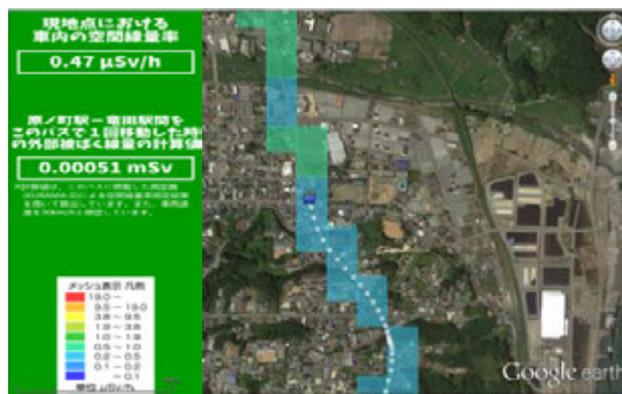


図4 空間線量率分布情報の発信事例

避難指示区域内の国道6号を運行している浜通り交通路線バスに搭載された空間線量率測定器の情報表示システム画面。

## (3) 分析技術の高度化

福島では、広範囲に亘って1F事故由来の放射性核種が沈着したことから、その濃度を迅速に測定すること、土壌・水・食品等の多種多様の試料を多数分析することが求められています。このためには、複雑な操作なしに正確、簡便に分析できる方法の開発及び高度化が求められます。そこでGe半導体検出器を用いたガンマ線放出核種濃度定量の信頼性向上に取り組み、検出下限低減のための技術開発、サム効果補正技術の向上、充填高さの異なる試料の効率補正法の検討、電気冷却式Ge検出器の温度特性の確認を行いました。更にGe検出器を用いた試料測定に関して、ISO/IEC17025:2005規格を取り入れた品質管理体系を整備し、認定を取得しました。

また、放射性トリチウム及びストロンチウム分析技術の高度化にも取り組みました。海洋生物の濃度、特に組織の一部となった有機結合トリチウム(OBT)の分析は、高度な技術と通常数か月の時間を要します。この分析期間の迅速化に取り組んでいます。また、従来の分析方法では一か月程度の時間を要するストロンチウムに対して、誘導結合プラズマ質量分析器(ICP-MS)を用いて、放射能ではなく質量を直接測定することで放射能を求め

# 7-1 (1) 環境モニタリング

## —平成 26 年度福島第 1 原子力発電所周辺における航空機モニタリング—

安全研究センター 放射線安全・防災研究グループ 眞田 幸尚

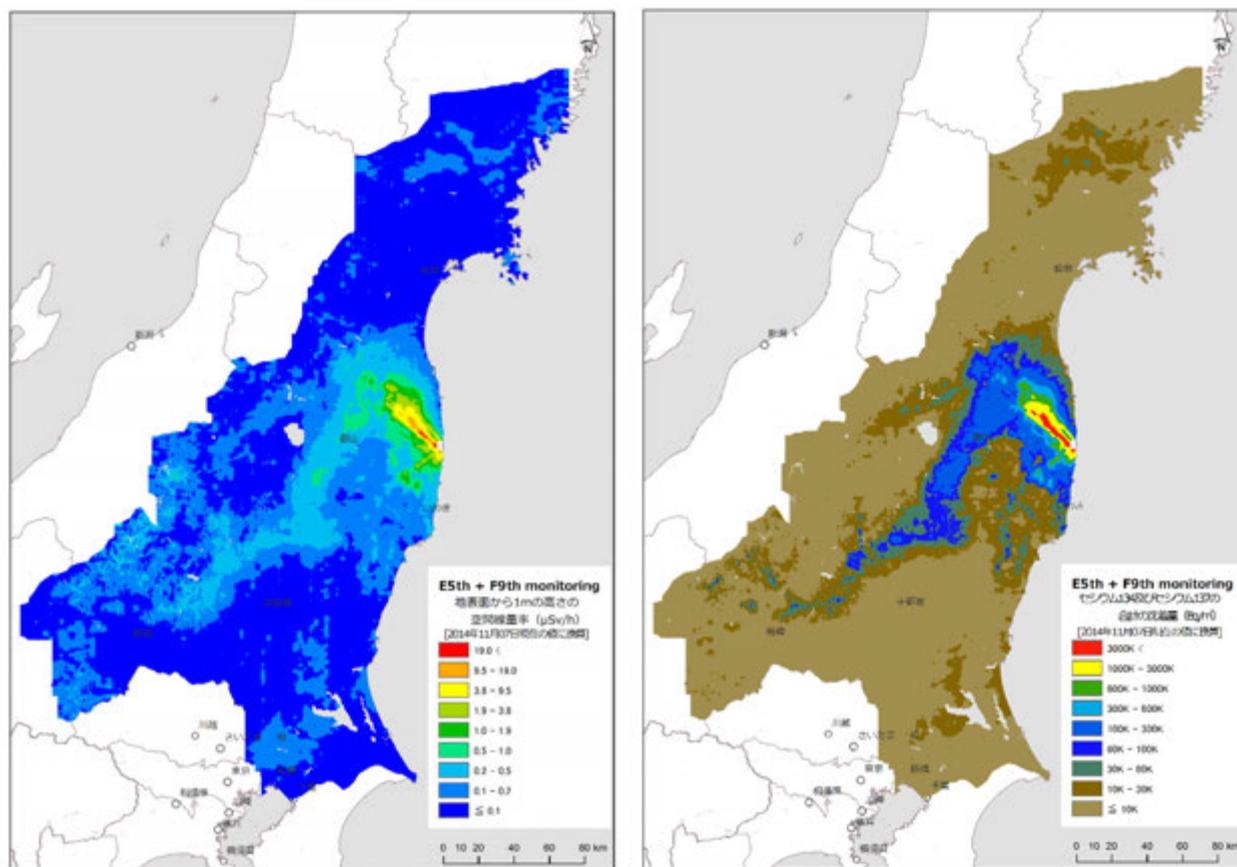


図1 航空機モニタリング結果 (左: 地上1 m高さにおける線量率、右: 放射性セシウムの沈着量)

本データは、第9次モニタリングと東日本第5次モニタリング結果を示す。データは、測定の最終日である2014年11月7日現在の数値に減衰補正を実施した(背景地図は、ArcGIS データコレクションスタンダードパック (ESRI, Co. Ltd.) を使用)。

### (1) 航空機モニタリングの経緯

有人ヘリを用いた航空機モニタリングは、東京電力福島第一原子力発電所事故(1F事故)後2011年4月6日から米国エネルギー省(DOE)と文部科学省(文科省)によって、発電所から80 km圏内(第1次モニタリング)及び2011年5月18日からは80-100 km圏内が実施されました(第2次モニタリング)。その後、文科省が中心となり、原子力機構が加わって、2011年5月31日に「第3次モニタリング」を実施しました。また、100 km圏外にも放射性物質が拡散していることが予想されたため、2011年6月22日から福島周辺県の宮城県、栃木県、茨城県を実施した後、2011年8月9日から、文科省委託事業(広域環境モニタリングのための航空機を用いた放射性物質拡散状況調査)として原子力機構が主体となり東日本全域の航空機モニタリング(東日本1次モニタリング)を実施しました。その後、2011年10月25日から行われた「第4次モニタリング」を実施しています。また、本委託事業を拡大する形で、2012年1月30日からは、北海道から沖縄までの残りの地域における航空機モニタリングを実施しました[1]。

2012年度(平成24年度)は、それまでのデータに基づき、1F事故の影響が見られる地域に限定し、モニタリングを継続した。2012年4月2日から「東日本2次モニタリング」が、2012年6月22日及び2012年10月31日からは「第5次、第6次モニタリング」をそれぞれ実施しました。2012年10月31日には「東日本第3次モニタリング」を実施しています。

2013年度(平成25年度)は、事業が原子力規制庁に移管され、80 km圏内について2013年8月27日及び2013年11月2日に「第7次及び第8次モニタリング」を実施し、2013年9月3日には「東日本4次モニタリング」を実施しています[2]。

2014年度(平成26年度)は、80 km圏内について2014年9月1日から「第9次モニタリング」を2014年9月21日からは「東日本第5次モニタリング」を実施しました。ここでは、航空機モニタリングの概要及び平成26年度の結果を示します。

### (2) 航空機モニタリング手法

航空機モニタリングでは、大型のγ線用の検出器(NaI

検出器)をヘリコプターに搭載し、GPSで測定した位置・高度情報とγ線の計数率を同期させたデータを取得します。測線の間隔は、過去のモニタリングで得られた測定値を参考とし、80 km 圏内の避難指示区域は0.6 km メッシュ、0.2μSv/h以上の地域を0.9 km メッシュ、その他の地域を1.8 km メッシュとし、80 km 圏外については、0.2μSv/h以上の地域を1.0 km メッシュそれ以外の地域を3.0 km メッシュとしています。取得したデータは、地上で測定したデータと比較し、高度などの影響を補正して地上1 mでの線量率に換算した。換算した線量率は、同時に測定していたγ線のエネルギースペクトルから天然の放射性核種の影響を差し引き、放射性セシウムの沈着量(Bq/m<sup>2</sup>)に換算します。これらの測定結果は、市販のGIS(地理情報システム)ソフトウェアを使用して分布マップとして公開しています。

### (3) 平成26年度の結果及び過去との比較

今年度の測定結果の例として、第9次モニタリング及び東日本5次モニタリングの測定結果を図1に示します。マップは、測定の最終日である2014年11月7日現在の値に減衰補正しています。

全体的な傾向を把握するために、図2に、第4次モニタリングで得られた線量率の結果を基準とし、各々のモニタリングで得られた線量率の比を示します。比較方法は、各マップを250 m メッシュのデータに区切り、中心点の測定結果を抽出し、同一カ所の抽出したデータの比の平均値をプロットしています。また、誤差線は比の標準偏差を示しています。図中には半減期による放射性セシウムの減衰を起因とした理論的な線量率減衰を計算した結果を示しました。赤実線は、攪乱のない土壤中へ

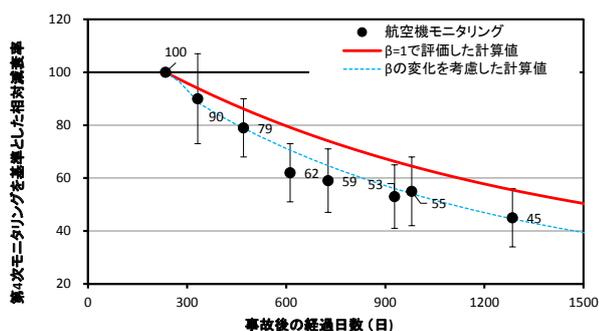


図2 避難指示区域内における避難指示区域内の放射線量率の変化傾向

第4次モニタリングを基準とし、250 m メッシュで区切った放射線マップの同一メッシュの比の平均値をプロット。誤差線は、それらの標準偏差を示している。

の放射性セシウムの浸透具合を表すパラメータである緩衝深度( $\beta$ :g/cm<sup>2</sup>)を1と仮定した場合、青実線では他のプロジェクトで得られた緩衝深度の実測結果を考慮して、線量率の減衰を計算しています。航空機モニタリングの結果は、緩衝深度の変化を考慮した青実線に近い結果を示しており、土壤への浸透が放射線量の減少に寄与していることを示唆していると考えられます。

### (4) 国際比較

本手法は、事故後、米国のエネルギー省の手法を参考にして構築しました。1F事故から4年以上経過した現在では、更なる手法の高度化及び信頼性の担保を目的とし、航空機モニタリングの先進国である英国と共同研究を行っています。図3には、英国スコットランドのSUERC(スコットランド大学連合環境研究センター)の機器と原子力機構の機器で同一の地域をモニタリングした結果を示しました。使用しているGISソフトウェアの違いやパラメータの違いがあるものの、概ね同様な結果が得られています。

### (5) まとめ

1F事故以来、航空機モニタリングが日本で実施されて、4年目となりました。事故当時、定まっていなかった手法については確立し、パラメータの精度や機器の定期的な保守及び軽微なトラブルへの対応経験により、作成する放射線量率マップの精度は高まってきていると言えます。今後、さらなる手法の高度化を目指し、技術開発を行っていく予定です。

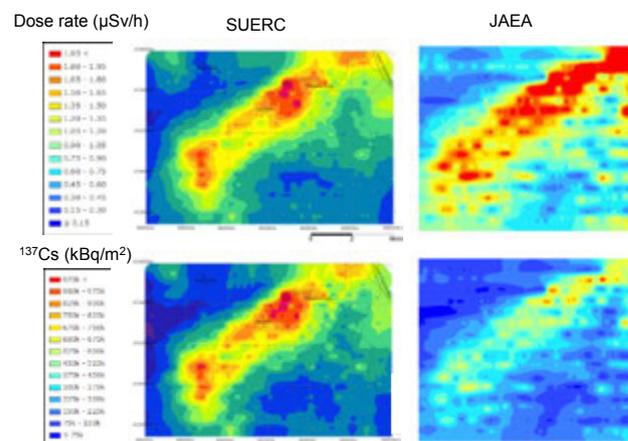


図3 SUERCと原子力機構の同一地域におけるモニタリングの結果比較

両者の機器を対地高度300 mに保ち同じ測線をフライトさせ解析したデータ。概ね同様の傾向が得られている。

《参考文献》 ・ 眞田幸尚ほか、"平成26年度福島第一原子力発電所周辺における航空機モニタリング(受託研究)"、JAEA-Research 2015-006 (2015). p81  
 《引用文献》 [1] 鳥居建男ほか、"広域環境モニタリングのための航空機を用いた放射性物質拡散状況調査"、JAEA-Technology 2012-036 (2012). p182  
 [2] 眞田幸尚ほか、"平成25年度福島第一原子力発電所周辺における航空機モニタリング(受託研究)"、JAEA-Research 2014-012 (2014). p109  
 [3] D. Sanderson, et al., "Integrating nuclide specific and dose rate based methods for airborne and ground based gamma spectrometry", Proceedings of International Symposium on Radiological issues for Fukushima's revitalized future, Fukushima, Japan, May 30-31, 2015, (CD-ROM), A2-1 (2015).

# 7-1 (2) 環境モニタリング

## — 小型無人機放射線モニタリングシステム (UARMS) の開発 —

福島環境安全センター 放射線計測技術グループ 眞田 幸尚



図1 UARMSの外観と試験風景

H26年より、福島県内の空港や沿岸域でフライト試験を実施中。中央は、H27年に行ったふくしまスカイパークでのフライト風景。右は、遠隔操縦のための基地局。

### (1) UARMSの開発経緯

原子力機構と宇宙航空研究開発機構 (JAXA) は共同で無人航空機を用いた放射線測定システム (Unmanned Airplane Radiation Monitoring System: UARMS) の開発を行っています。UARMSの特徴は、長距離通信での無人飛行が可能 (最大約 100 km) 及び航続距離が長い (最大約 6 時間) ことが挙げられ、将来的には原子力防災への適用が可能と考えています。

無人飛行機は東京電力福島第一原子力発電所事故以前より JAXA と民間企業の間で研究開発が進められており、低燃費化及びシステムの信頼性向上の結果、これまで連続滞空 20 時間以上の飛行性能が実証されていました。本機体は、離着陸時のマニュアル操縦を除いて、プログラムによる自動飛行が可能です。UARMSはこの機体技術をベースとし、ベース機と機能向上機の2段階で現在開発しています。ベース機では、放射線検出器を搭載した状態で無人飛行機と放射線検出器の基本性能を調査し、機能向上機ではさらに安全性の向上を目指して機能を付加するとともに、長距離通信機器の装備による長距離プログラム飛行、山間地での飛行を想定して対地高度をほぼ一定に保つように地形追従機能を持たせたものとして開発しています。図1にUARMSの外観及び遠隔操縦用の基地局の写真を示します。

### (2) 機体の性能

飛行機部の寸法や仕様について表1に示します。機体形式は、高翼双胴単発機で、エンジン及びプロペラを胴体後方に配置するプッシュ方式を採用しています。主翼構造は、主桁ボックスにCFRP (炭素繊維強化プラスチック) を用いた発泡スチロールコア・バルサプラックを用いており、胴体構造にはGFRP (ガラス繊維強化プラスチック) を採用しています。

機上のシステムは、センサ類 (対気速度、気圧高度、対地高度及び外気温等を計測)、自動操縦装置 (GPS/INS、操縦信号処理装置、サーボ)、通信装置 (データダ

ウンリンク)、推進装置、電源装置及び緊急回収用パラシュート等で構成されています。また、主要機器は、耐故障性を向上させるため、冗長方式を採用しており、例えば、操縦舵面である昇降舵を3分割、補助翼を2分割し、舵面当たり1台のサーボを取り付け単一故障による機体制御への影響を小さくしています。

地上のシステムは、パイロットが使用するプロポ、自動操縦オペレータの使用する操作卓及びデータリンク・システム等で構成され、自動操縦は、専用の飛行運用管理ソフトウェア (UFOMS: UAV Flight Operation and Management system) により、表示される地図上で飛行計画を作成できるだけでなく、フライト中の機体の情報や健全性を確認することができます。また、速度、高度及び飛行経路の変更やRTB (Return to base) 等のコマンド送信も行えます。

### (3) 放射線検出器

UARMSに搭載する放射線検出器は、飛行機の機体の制御に機体の傾きを利用するため、放射線の検出器は方向依存性が小さいことが望ましいと言えます。そのようなUARMSの特性を考慮し、システム開発を実施しました。基本的な要求事項は以下のとおりです。

1) 方向依存性が小さな形状であること。

機体の長さ	2,700 mm
機体の幅	4,200 mm
機体の高さ	1,315 mm
最大航行時間	6 hour
離陸最大重量	50 kg
エンジン出力	100 cc
最大ペイロード	10 kg

表1 UARMSの主な仕様

- 2)  $\gamma$ 線の測定ができること ( $\gamma$ 線スペクトル含む)。
- 3) 測定位置の位置情報が取得できること (GPS)。

4) 設定した時間の間隔で上記のデータが保存できること  
(最小1秒間隔)。

5) 上記のデータがリアルタイムに確認できること。

検出器の写真と構成を図2に示します。検出器は、ハウジングを円柱状に設計し、方向特性を小さくすることを実現しました。また、プラスチックシンチレーション検出器(76 mm φ × 76 mm)とNaIシンチレーション検出器(50 mm φ × 50 mm: 2インチ)の感度の異なる2種類の検出器を配置することにより、測定レンジを広くすることを実現しました。

地上値換算のためのパラメータ取得には、福島県内にある空港において(ふくしまスカイパーク)行いました。試験では、上空での検出器のデータを取得し、地上においてはフライト地点の真下となる滑走路をNaIサーベイメータによって10 mメッシュに1点地上から1m地点の線量率データを取得しました。これらのデータを比較して、上空から地上のデータを補正する係数を求めました。また、高度を変化させたフライトを行い、放射線の計数率の減衰から高度を補正する係数を求めました。この係数は検出器に固有のものであり、これを用いることにより、本システムでのフライトデータを地上値に換算することができます。

#### (4) 地形追従機能

一般的に放射線は距離により減衰し、上空から測る場合は高度により地上の放射線を測定する範囲が変化しま

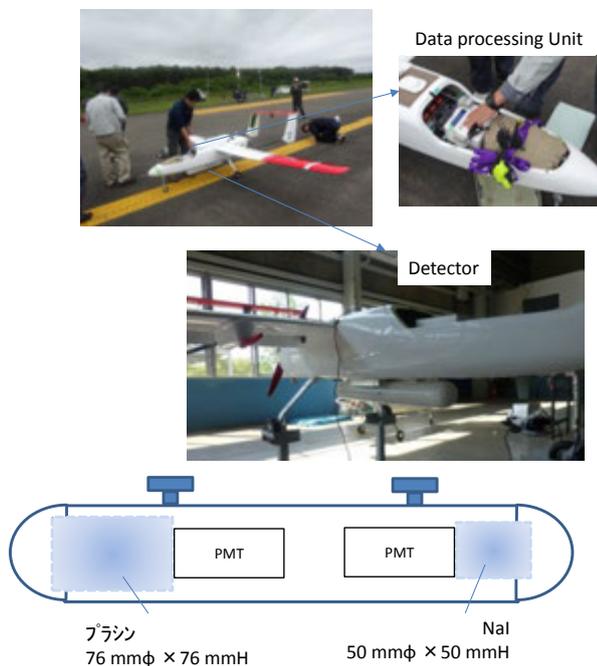


図2 放射線検出器

円柱状の形状にして方向特性がないように設計した。感度の異なる2種類の検出器を配置することにより、測定レンジを広くすることを実現しました。

す。そのような高度による減衰効果の補正には、あらかじめ取得したパラメータを使って補正を行うことが可能ですが、対地高度を一定にフライトすることでより正確な測定が可能になります。そこで、地上のDEM(数値標高モデル: Digital Elevation Model)データを基に、自動的に高度を調整する機能(地形追従機能)を開発しました。実際には、飛行プログラムの設定時、高度変更のコマンドを自動的にプログラム内に含める処理を行っています。また、本機能は、放射線を正確に計測するためだけでなく、地上からの距離を一定に保てるため、安全上の効果もあると考えられます。

本機能を実際のフライトで確認した結果を示します。海拔高度を一定に設定した「高度一定プログラム」及び「DEMデータを基に対地高度200 mとした地形追従プログラム」の2回実施し、実際のフライト高度を比較しました。フライト時の高度とDEMについて、図3に示します。このように、地形追従プログラムによるフライトデータは、定性的に地形に追従していることが分かります。この結果から、実際にフライト試験により、地形追従の機能を確認することができました。今後、放射線の情報と比較し、放射線測定の間からの効果を定量的に評価していく予定です。

#### (5) まとめ

今年度、実用機を完成させ、避難指示区域内や福島県内でフライト試験を行いました。今後、運用の研究を進め、発電所周辺のモニタリングや森林の詳細なモニタリングに活用していく予定です。

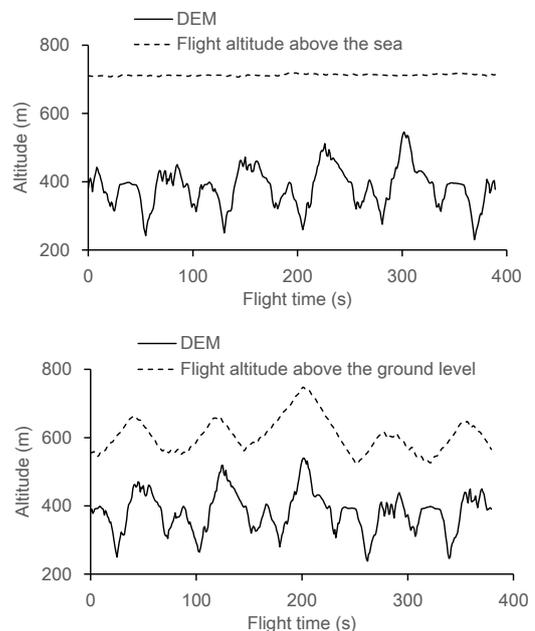


図3 (上) 高度を一定とした従来のフライト軌跡、  
(下) 開発した地形追従機能を用いたフライト軌跡

実線で示した地形に沿うようにフライトできていることが分かる。

《参考文献》 ・ 佐藤昌之他, "平成26年度福島第一原子力発電所周辺における航空機モニタリング(受託研究)", JAEA-Research 2015-006 (2015). p81

《引用文献》 [1] 鳥居建男他, "無人飛行機による放射線モニタリングシステムの開発", Isotope News 727, 30 (2014).

[2] 眞田幸尚他, "無人飛行機モニタリングシステム UARMS 用放射線検出器の開発と適用試験", 第57回制御連合講演会論文集, 1C08-2, 695-698 (2014).

# 7-1 (3) 環境モニタリング

## — 水底の放射性物質濃度分布を可視化 —

福島環境安全センター 放射線監視技術グループ 佐々木 美雪、眞田 幸尚

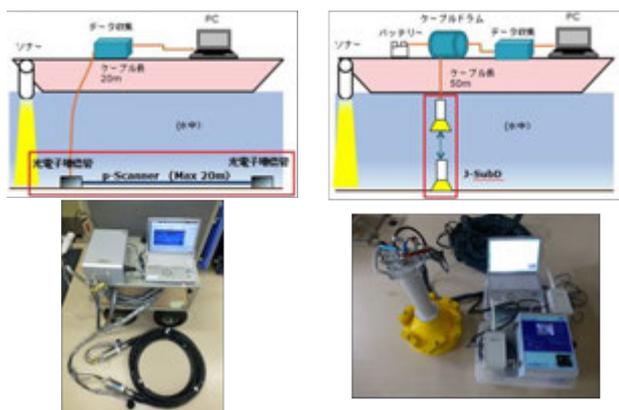


図1 水底の放射線測定システムの概要

左：PSFによる測定システム、右：水中用スペクトロメータによる測定システム

### (1) はじめに

東京電力福島第一原子力発電所事故(1F事故)以来、放射性セシウムによる池・湖・ダム等の水底汚染状況が懸念されています。水底の土壌の放射性セシウムの濃度を測定するには、土壌をサンプリングし実験室で放射能を測定する手法が一般的ですが、測定後のサンプルの取扱に手間がかかるのと、対象全体の分布をみることは難しいことから、一度に幅広い範囲を直接測定する手法が求められています。また、水中において放射性セシウムから放出されるガンマ線は空気中よりも飛程が短いため、測定するには検出器と線源の距離を密着させなければならないという技術的課題があります。

このようなニーズに答えるため、原子力機構では水底の放射性物質濃度を現地で直接測定できる手法の開発を行っています。開発は適用場所に従って以下の3つに分けて実施しています。

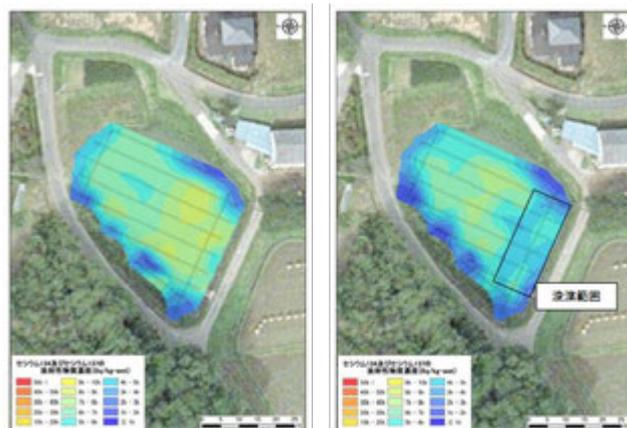


図3 浚渫前後の測定例(左：浚渫前、右：浚渫後)

PSFにより5m間隔で測定したデータをもとに、市販のGIS(地理情報システム)ソフトウェアによりマップ化。

- ① ため池等の小規模な水底の測定にはプラスチックシンチレーションファイバ(PSF: Plastic Scintillation fiber)による測定手法
  - ② ダムや湖等の中規模な水底の測定には潜水艇式ロボット(ROV: Remotely operation vehicle)による測定手法
  - ③ 大規模である海底の測定には無人観測船による測定手法
- 以下、開発の現状について報告します。

### (2) ため池底の測定手法

福島県には農業用のため池が3,700か所あり、営農再開のためにため池水底の放射性セシウムの濃度分布を明らかにすることが求められています。PSFは、検出部が20mあり、一度に広い範囲の放射線の分布が測定できること及び検出部が耐水性に優れていることから、水底の放射線分布を迅速に測定することが可能です。また、検出部が紐状であることから測定対象物の形状に応じて形が変えられ、水底との距離も一定に保つことが可能です。PSFによる測定システムの構成について図1に示します。PSF検出部には、コア(中芯部)に放射線を感じて発光するプラスチックシンチレータを使用した光ファイバを採用し、両端に備えた光電子増倍管の放射線の入射による発光を検知する時間差により、検出部の発光位置(放射線の入射位置を特定することができます。PSFで計測した放射線の計数率は、モンテカルロ計算コードにより値付けをした水中用ガンマ線スペクトロメータと比較することにより換算することができます。本手法による放射能への換算結果と柱状採取した水底の土壌試料を分析した結果の比較を図2に示します。比較は土壌の表層10cmまでの濃度とPSFの換算濃度とを比較しています。このように、両者は概ね一致し、本手法の妥当性を確認できています。

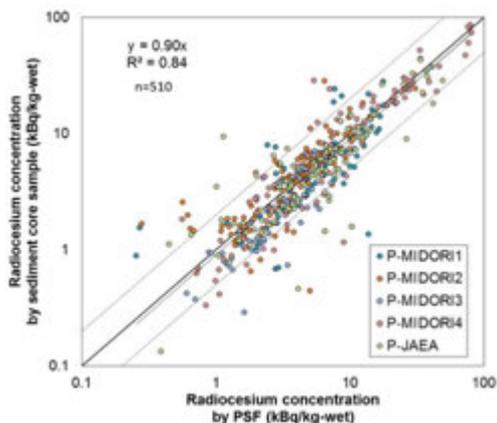


図2 PSFで計測した水底土壌中における放射性セシウムの濃度とGe半導体検出器で測定した水底土壌中における放射性セシウムの濃度の比較

散布図のプロットが $y=2.0x$ から $y=0.5x$ の中に概ね分布し、よい相関関係が認められる。プロットの色分けはPSFの型式。

本手法は、1,000 m<sup>2</sup> 程度の標準的な大きさのため池を4日間程度(1チーム5人として)で測定することができます。また、測定した結果は、市販のGIS(地理情報システム)ソフトウェアで補間し、放射能分布マップとして表示することもできます。図3に浚渫前後で測定した結果を示します。このように、ため池底の土壌の浚渫した前後で測定結果を比較すると視覚的に浚渫による放射性物質の除去効果を確認することができます。このような測定結果は、放射性物質対策の計画や効果の確認に有用と考えます。

本手法は、原子力機構と水土里ネット福島との間で技術指導契約を締結し、技術の民間移転を行っています。今後、福島県内のため池の放射性物質対策における本手法の利用について、必要な技術開発及びサポートを行っていく予定です。

### (3) 湖やダムでの測定手法

湖やダム等、ため池よりも広くて(>5,000 m<sup>2</sup>) 深い水底(>10 m)には、人間の手で測定するには限界があるため、ROVを適用することを検討しています。図4はROVシステムの概要を示します。放射線検出器にはLaBr<sub>3</sub>シンチレーション検出器を使用しており、有線で制御ボックスから信号及び電源の供給を行っています。図5にはROVシステムの運用イメージを示します。ROVの位置は、トランスポンダーシステムにより特定され、あらかじめ定めた測定箇所へは船上のコントロールシステムから移動させ、水底に着底させることにより測定を行います。

すでにシステム構築は完成しており、現場投入へ向けて福島県内のダム等で適用試験を実施しています。

### (4) 無人観測船による測定手法の開発

海底における放射線分布を迅速に計測する手法として無人観測船による測定手法の開発を行っています。無人観測船のベースは、元々、東海大学の海洋学部により、

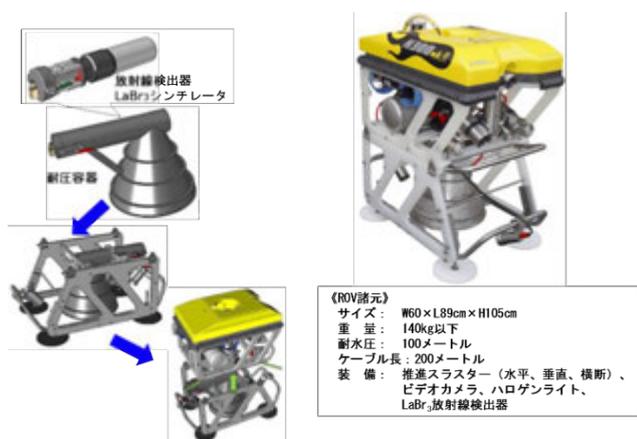


図4 遠隔操作小型無人潜水艇ROVの概要

検出器は3inφ×3inHのLaBr<sub>3</sub>シンチレータを搭載。

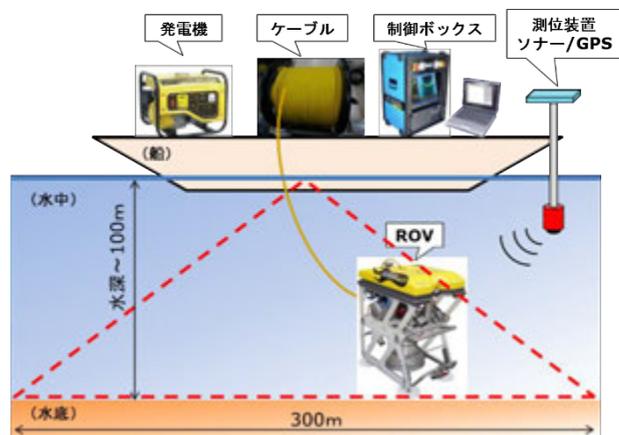


図5 ROVを用いた水底の放射線測定システム(船上)

ROVは基地局とケーブルで接続され、このケーブルを通じてROVへの給電やROVとの情報のやり取りを行う。

1998年ー2003年にかけて、外洋域における海洋表層大気エアロゾルを観測することを目的として開発されたものを使用しています(図6)。本機は、ディーゼルエンジン発電機を搭載し、その電力で直流モータに直結したスクリューを駆動する電気推進船で、船底部両舷には水温・塩分センサーと濁度・植物プランクトン蛍光センサーを装備しています。放射線検出器は、船底キール部に搭載しており、水深100mまでの昇降観測が可能です。船の操縦及び検出器の操作は、リモートコントロールにより陸地で実施可能であり、定点に維持しながら電動ウインチにより検出器を昇降し、海底の放射能を測定します。

今年度は静岡県内沖にて試験を終え、現在、福島県内沖にて海底放射能の測定を実施しています。今後更なる測定手法の向上・技術開発を進めていきたいと考えています。

### (5) まとめ

このように、様々なツールを駆使して、水底の放射性物質濃度の分布測定を行うための技術開発を行っています。得られたデータは、自治体に提供するとともに、ホームページや学会発表を通じて随時公開していく予定です。



図6 無人観測船の外観

検出器は3inφ×3inHのNaIシンチレータをウインチで水底まで下す。

《参考文献》 ・ 眞田幸尚ほか, "水底の in-situ 放射線分布測定手の開発", JAEA-Research 2014-005 (2014). p69  
 ・ Y. Sanada et al., "In-situ easurement of radiation distribution in bottom sediments of irrigation ponds using plastic scintillation fiber", Proceedings of ICONE-23, Chiba, Japan, May 17-21, 2015, (CD-ROM). ICONE23-2120 (2015). p4

# 7-1 (4) 環境モニタリング

## — 表層水の高感度水モニタリング車の開発 —

福島環境安全センター 環境回復推進グループ 萩野谷 仁、梅澤 克洋、加藤 貢、関山 富男

日本原子力研究開発機構（以下「原子力機構」という）では、井戸水、湧水、沢水等の生活用水、農業用ため池等の農業用水などの水中放射性物質濃度を現地でリアルタイムに測定する車両積載型の装置「水モニタリング車」の開発に取り組んできました。設計・製作を2013年11月に開始し、2014年6月に装置が完成しました。その後、装置の改良に係る開発を継続的に進め、現在は依頼先の現場での測定を行っています。

### (1) 研究開発の背景と目的

福島県内では、井戸水、湧水、沢水等が生活用水として、又、農業用のため池の水が農業用水として広範囲で使用されています。東京電力福島第一原子力発電所の事故以来、井戸水、湧水、沢水、農業用のため池等についても放射性セシウムによる汚染の影響が懸念され、生活用水や農業用水の安全性を確認することは福島の復興に向けた課題の一つとなっています。

これまで、このような生活用水等の放射性セシウム濃度を測定するには、試料をサンプリングし専用の測定室まで運んで放射性セシウム濃度を測定する手法が一般的でしたが、個人が直接測定機関等に持ち込む場合は測定場所までの試料運搬が必要なため時間と労力を要しています。又、公的機関における試料採取・測定においては、多数の試料を集中して測定できる一方で、測定結果が公表されるまで時間を要しています。そのため、現地にてリアルタイムに水中の放射性セシウム濃度を測定し、測定結果を迅速に提示できる手法が求められていました。

原子力機構では、水中の放射性セシウム濃度を現地で測定する技術開発に取り組み、測定対象を生活用水・農業用水等に特化して装置設計を行いました。

### (2) 装置の概要・特徴

水モニタリング車の検出部には、Ge（ゲルマニウム）半導体検出器を採用しています。水モニタリング車の車内外の平面図・立面図を図1に、車内外の外観を図2に示します。

据え置き型のGe半導体検出器の重量が遮へい体を含む一式で1500kg～2000kg [1] なのに対して、水モニタリング車の場合は水測定専用として遮へい体をコンパクトにして、遮へい体、波高分析器、液体窒素の容器を含むGe半導体検出器一式で約600kgとしたため、ワンボックス車に搭載することが可能となりました。これにより、大型車両が進入できない狭隘路や山間部等でも機動力を発揮でき、測定場所近くに寄れるという特長を生かし、高精度に連続測定できる可搬型高感度水モニタリングシステムとしての活躍が期待されます。

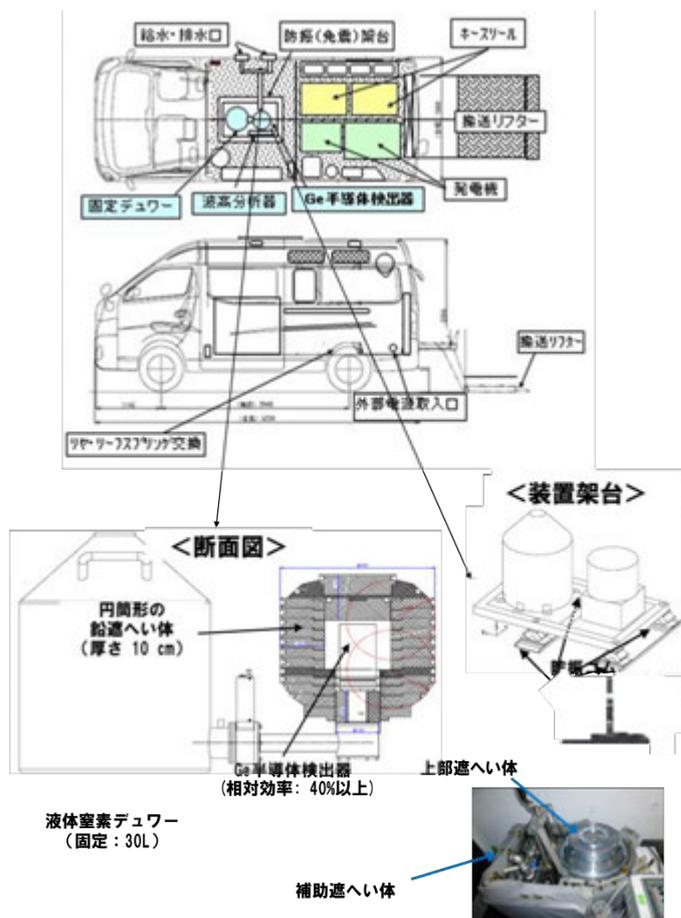


図1 水モニタリング車の平面図・立面図



図2 水モニタリング車の車内外の外観図

なお、測定を行う地域としては、空間線量率でおおよそ5 $\mu$ Sv/hまでの地域を想定しています。

Ge半導体検出器の円柱状センサー部分（エンドキャップ）に被せられる形状（マリネリ容器形状）の測定容器図3を配置し、検出器全体で効率良く測定します。

測定容器には水を通水できるパイプを取り付けており、取水・排水用のホースに接続します。現地（測定対象：沢水等の生活用水、農業用水等）から水をポンプ、ホースを用いて測定容器内に引き込み、排水しながら連続測定が可能な構造となっています。通水量は最大 7L/分であり、測定環境に応じて調節が可能です。従来の測定室に設置された Ge 半導体検出器による測定方法では、水源から採取して測定容器に入れた水量（供試量）のみが測定対象となるので、その水量は一般的に 10ml ~ 2L[1] です。一方、水モニタリング車においては、例えば 5L/分の通水で 30 分測定すると通水量は計 150L になり、より多くの試料が測定容器を通過しながら測定されることが可能であるため、採取（測定）試料の代表性が向上します。又、据え置き型 Ge 半導体検出器において土壌粒子を多く含む試料を測定する場合は、測定時に試料を静置することにより土壌粒子が沈殿し、その沈殿物に放射性セシウムが多く含まれる場合に測定誤差が発生することがあります図 4 参照。本測定容器に連続的に通水し測定する場合は沈殿の発生が抑制されるため、容器内で静置して測定する場合に比べて測定誤差を小さくすることができます。

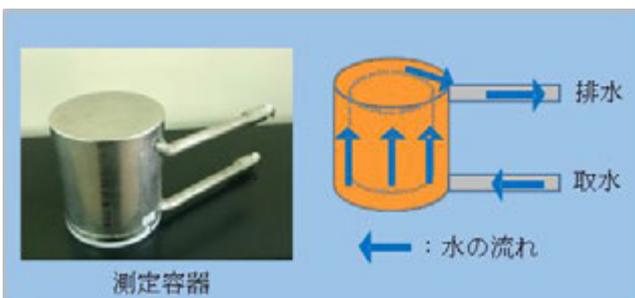


図 3 測定容器外観と水の流れ

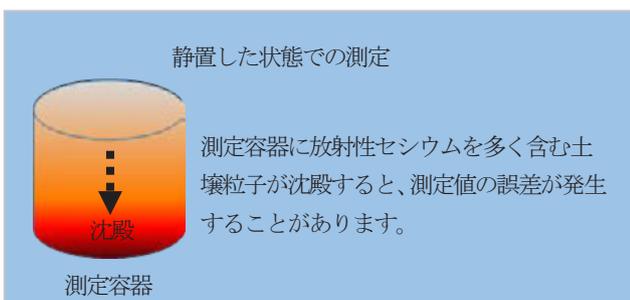


図 4 据え付け型 Ge 半導体検出器における測定時の沈殿発生

車両にはポンプ用及び Ge 半導体検出器用の発電機を積載しており、最長で約 8 時間の使用が可能です。又、Ge 半導体検出器の解析用 PC は遠隔操作機能も有しており、現地から離れた場所において測定状況の監視及びデータ取得等をリアルタイムで行うことも可能です。本手法は、周囲の環境によりバックグラウンドが変動することもあります。1 か所での測定を約 3 時間（バックグラウンドの測定と試料の測定をそれぞれ 30 分間で

行うことができます。現地測定の概念図を図 5 に示します。



図 5 現地測定の概念図

### (3) 適用試験の結果

空間線量率が異なる測定地点 (0.1 ~ 4.9 μSv/h) において原位置測定した際の検出下限値を図 6 に示します。

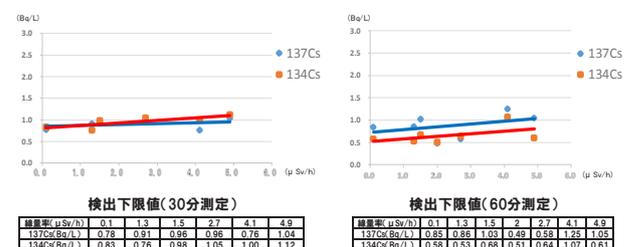


図 6 空間線量率が異なる測定地点での検出下限値

測定環境により検出下限値は変動しますが、空間線量率が約 5 μSv/h までを想定した測定試験においては、<sup>137</sup>Cs と <sup>134</sup>Cs を合算しても約 2Bq/L 以下であり、飲料水基準値である 10Bq/L を十分に判定できる結果となっています。なお、国により実施されているモニタリング結果（福島県内の公共用水域（河川、湖沼・水源地）[2] 及び住民が飲用する沢水 [3]）においては、<sup>137</sup>Cs と <sup>134</sup>Cs の検出下限値がそれぞれ 1Bq/L となっていますが、これとおおよそ同レベルの値を得られるものとなっています。

### (4) 活動実績及び今後の予定

現在は、自治体のご依頼を受けて現場に赴き、防火水槽の水の測定を実施しています。

今後も引き続き、各自治体・住民等のご要望に応じて、迅速な測定やため池等の放射性物質処置対策・除染活動支援に活用していきます。又、測定場所において、モニタリングによる安全性の維持・確認の観点から、幾つか定点を決めて環境中の水中放射性セシウム濃度を継続して測定していく予定です。

《引用文献》 [1] 農林水産省 HP 「ガンマ核種を測定するための機器」 <http://www.maff.go.jp/j/syouan/pdf/p22-23.pdf>

[2] 環境省 HP 「東日本大震災の被災地における放射性物質関連の環境モニタリング調査：公共用水域」 [http://www.env.go.jp/jishin/monitoring/results\\_r-pw.html](http://www.env.go.jp/jishin/monitoring/results_r-pw.html)

[3] 環境省 HP 「沢水モニタリングの測定結果」 [http://www.env.go.jp/jishin/monitoring/results\\_r-mr.html](http://www.env.go.jp/jishin/monitoring/results_r-mr.html)

# 7-1 (5) 環境モニタリング

## — 無人ヘリを用いた発電所近傍の調査 —

福島環境安全センター 放射線監視技術開発グループ 佐々木 美雪、西澤 幸康、眞田 幸尚

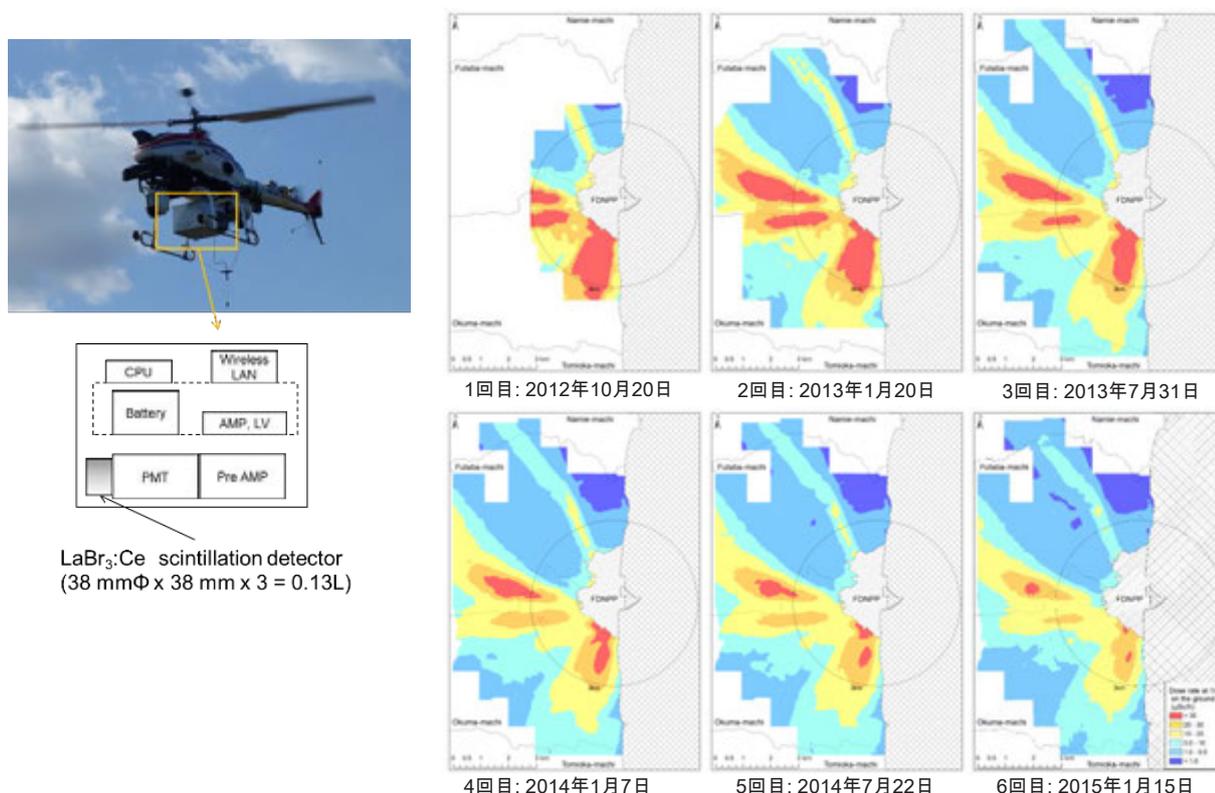


図1 無人ヘリモニタリングシステムと無人ヘリによるモニタリング結果の比較

左: 無人ヘリモニタリングシステム; 右: 無人ヘリモニタリングの結果、線量率はそれぞれの測定日の最終の日付に半減期補正を行っている (背景地図は、ArcGIS データコレクションスタンダードパック (ESRI, Co. Ltd.) を使用)。

### (1) はじめに

原子力機構では、東京電力福島第一原子力発電所事故直後から農薬散布で使用されているヘリコプターにプログラム飛行の機能を備えた YAMAHA 発動機社製の R-MAX G1 (以下、無人ヘリ) に放射線測定用システムを搭載した遠隔放射線モニタリングシステムを構築し、様々な場所で測定を行ってきました。

特に、有人での飛行が制限されていた福島第一原発周辺について、定期的に測定を実施しています。無人ヘリは有人ヘリコプターと比較して低高度で飛行が可能であり、軌跡幅 (測線間隔) も細かく設定できるため、放射線分布の位置分解能は高いことが特徴として挙げられます。また、操作員は遠隔で操縦できるため、被ばくを小さくすることができる他、人が入ることのできない森林や田畑等の測定を行うことができます。

ここでは、これまで得られた発電所近傍の無人ヘリによる測定結果の推移と得られたデータを詳細解析することにより明らかになった放射性セシウムの比の分布状況についてまとめます。

### (2) モニタリング結果

無人ヘリによる福島第一原発周辺のモニタリングは

2012 から開始し、2015 まで合計 6 回実施しています。

測定に当たっては、ヤマハ発動機 (株) 自律飛行型無人ヘリ RMAX G1 を使用し、地上からの直達ガンマ線及び空気による散乱線の全計数率とエネルギースペクトルを 1 秒間に 1 回連続測定しています。また、放射線検出器は LaBr3(Ce) (ランタンプロモイド) シンチレーション検出器 (38mm Φ × 38mm × 3 本) を用いています (図 1 左)。

無人ヘリの飛行高度は、安全面及びデータの信頼性を考慮し、対地高度で 80 m としています。この場合、上空で測定される放射線は、無人ヘリ下部の地上において半径 80 m 程度の円内のガンマ線量を平均化したものと言えます。無人ヘリの軌跡幅 (測線間隔) は 80 m、無人ヘリの飛行速度は 8 m/s (= 28.8 km/h) 程度としています。

取得したデータは、放射線検出器で測定される 1 秒毎のガンマ線のデータ (計数率) とエネルギースペクトル及びそれに対応する DGPS (差分全地球測位システム: Differential Global Positioning System) による位置情報が対となったデータになります。取得したデータは、地上で測定したデータと比較し、高度などの影響を補正して地上 1 m での線量率に換算します。これらの測定結

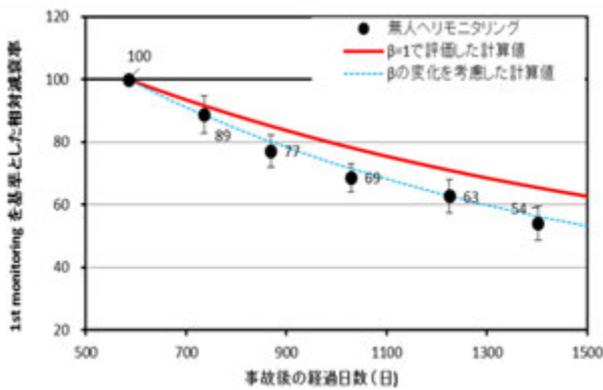


図2 無人ヘリモニタリングによる地上1mの線量率の変化率  
(黒点は実測値、赤い実線は物理的半減期を考慮した計算値、青い点線は緩衝深度を考慮した計算値。)

果は、市販のGIS(地理情報システム)ソフトウェアを使用してマップとして表示できます。

図1にこれまでのモニタリングにおける空間線量率マップを示します。発電所周辺の線量分布は、比較的高い空間放射線量率が、北西、西北西、西、南方向に広がっていることが分かります。また、モニタリングごとに線量率が減少していることも視覚的に見ることができます。これらの変化を定量的に評価するため、モニタリングした場所を5mメッシュに分割し、第1回モニタリングを1として相対的な変化率を算出し、図2に示します。このように、土壌への浸透度合い(緩衝深度 $\beta$ )を固定した場合よりも、土壌への浸透を考慮した計算値とよく一致しています。この結果から線量率の変化は、放射性セシウムの土壌への浸透度合いに大きく依存することを示していると考えられます。

### (3) 発電所近傍の $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ 比

原子力発電所の事故により放出された放射性物質はその原子炉により放射能比が異なり、 $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ 比もわずかに異なることが分かっています。無人ヘリを用いたデータからもその影響が確認できれば、放射性物質の放出原子炉を特定するための貴重な情報源になると考えられます。図1に示した無人ヘリによる測定データを詳細に解析することによって、発電所周辺の $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ 比の分布図の作成を試みました。

前述のとおり、原子力機構では事故直後から無人ヘリコプターを用いて原子力発電所周辺を測定しており、最も事故からの経過時間の少ない、第1回モニタリング(2012年10月)のデータを使用しました。

手法は、無人ヘリに搭載した $\text{LaBr}_3(\text{Ce})$ 検出器で得られた $^{134}\text{Cs}$ と $^{137}\text{Cs}$ のエネルギーピークをそれぞれ区別し、さらに電磁カスケードモンテカルロ計算コードEGS5で計算したシミュレーション結果を組み合わせることで地表面に沈着した $^{134}\text{Cs}$ と $^{137}\text{Cs}$ 濃度を求めまし

た。

図3に原子力発電所周辺における $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ 比の分布図を示します。北西方向のブルーム跡で $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ 比が他の地域より約一割低いことが分かります。原子力機構の西原らは、核種崩壊生成計算コードORIGEN2を用いて計算した事故直後の $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ 比が炉心の燃焼度の違いにより2、3、4号機に比べて1号機で約1割低いことを報告しており、無人ヘリの結果と一致します。これにより北西方向のブルーム跡は1号機からの寄与割合が大きいことが推定でき、シミュレーションの精度向上などの利用に期待されます[1]。

### (4) まとめ

無人ヘリコプターを用いて、発電所周辺約5kmまでの範囲について、モニタリングを実施しました。この結果は、周辺で実施されている地上における測定結果等と総合的に考察し、環境中の線量の変動予測に利用できると考えています。今後も、継続的にデータを取得していく予定です。また、今まで明らかでなかった発電所近傍の $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ 比を調査し、北西方向に1号機からの影響と考えられる他の地域と異なる比のエリアがあることが分かりました。今後とも、モニタリングを継続的に実施するとともに手法の高精度化を目指し研究開発を行っていきます。

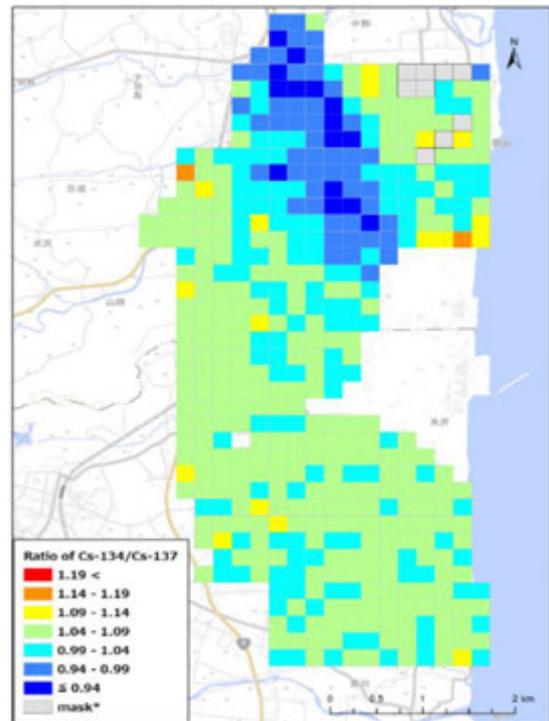


図3 福島第一原発周辺の無人ヘリモニタリングによる $^{134}\text{Cs}$ と $^{137}\text{Cs}$ の比率の分布

(背景地図は、国土地理院の地図を使用。各格子は200m長さ。 $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ 比は物理的半減期により2011年3月11日の値へ換算)

《参考文献》 ・ Y. Sanada, and T. Torii, "Aerial radiation monitoring around the Fukushima Dai-ichi nuclear power plant using an unmanned helicopter", J. Environ. Radioact. **51**, 1059 (2014).

《引用文献》 [1] Y. Nishizawa, et al., "Distribution of the  $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$  ratio around the Fukushima Daiichi nuclear power plant using an unmanned helicopter radiation monitoring system", J. Nucl. Sci. Tech., Published online: 05 Aug 2015, DOI: 10.1080/00223131.2015.1071721.

# 7-2 (1) マッピング

## — 空間線量率分布の推移 —

福島環境安全センター 環境動態研究グループ 山本 英明

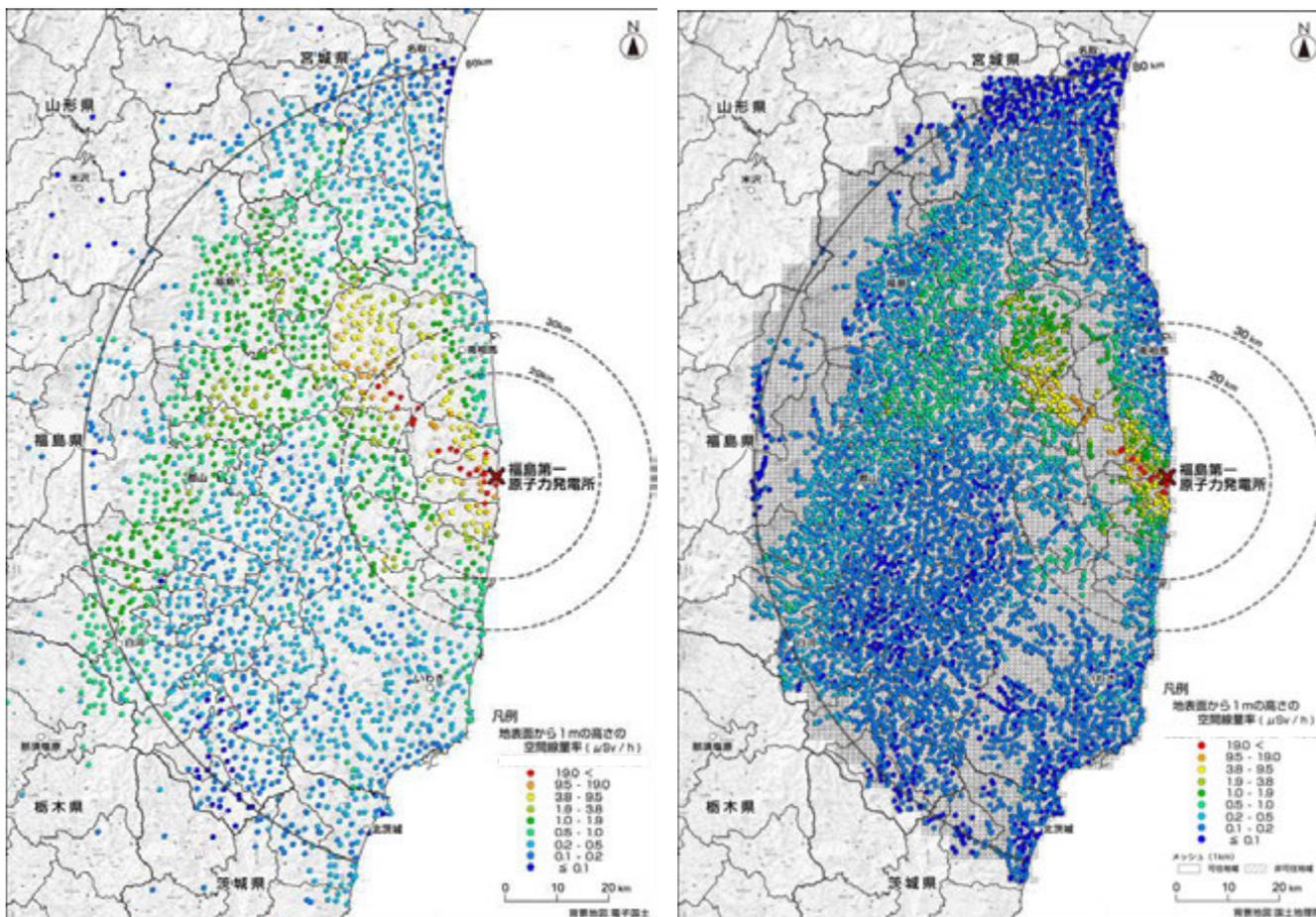


図1 空間線量率の測定結果を記したマップ

サーベイメータを使って地表面から1m高さの空間線量率を測定しました。左図が2011年6月から7月にかけて測定したもので、右図は2014年11月から12月にかけて測定したものです。

東京電力福島第一原子力発電所事故では、大量の放射性物質が大気中に放出され、広い範囲の土地に放射性物質の沈着が起きました。沈着した放射性物質により空間線量率が上昇しましたが、沈着から時間が経過するにつれ空間線量率も減少してきました。原子力機構では、当初は文部科学省、現在は原子力規制庁からの委託調査の一環として空間線量率の詳細な分布を時間を追って測定し、その変化の特徴を明らかにしてきました。

空間線量率の測定は3種類の手法を用いて実施しました。まず、1Fから80km圏内で人為的なく乱の少ない平坦な開かれた場所を数千箇所選び、サーベイメータを使用して定点で地上1mの空間線量率を測定しました。また、京都大学原子炉実験所が開発したKURAMA-IIシステムを搭載して、自動車で行くサーベイを行い、より広域の詳細な空間線量率を調べました。また、KURAMA-IIシステムを背負った測定者が住民の生活に密接した経路を歩きながら連続的に測定する歩行サーベイも行いました。

### (1) サーベイメータによる測定

図1は平坦地上1mにおける空間線量率分布を2011年6月調査と2014年11月調査との間で比較したものです。全体として空間線量率が減少していることがわかります。

2011年6月調査と2014年11月調査においてサーベイメータで測定した空間線量率の合計値を算出しました。空間線量率の合計値を測定箇所数で割ると平均空間線量率になるため、空間線量率の合計値の比較は平均空間線量率の比較と同じ意味を持っています。2011年6月調査における空間線量率の合計値に対する2014年11月調査における空間線量率の合計値の比率は0.30となりました。約38ヶ月の時間が経過することで、空間線量率は70%減衰していたことがわかります。この期間における放射性セシウムの半減期による物理減衰のみを考慮した空間線量率の変化率は49%程度と評価されるので、物理減衰及び除染等以外の要因により空間線量率が21%減衰していたことがわかります。これは放射性セシウムが地中へ浸透することにより、ガンマ線に対す

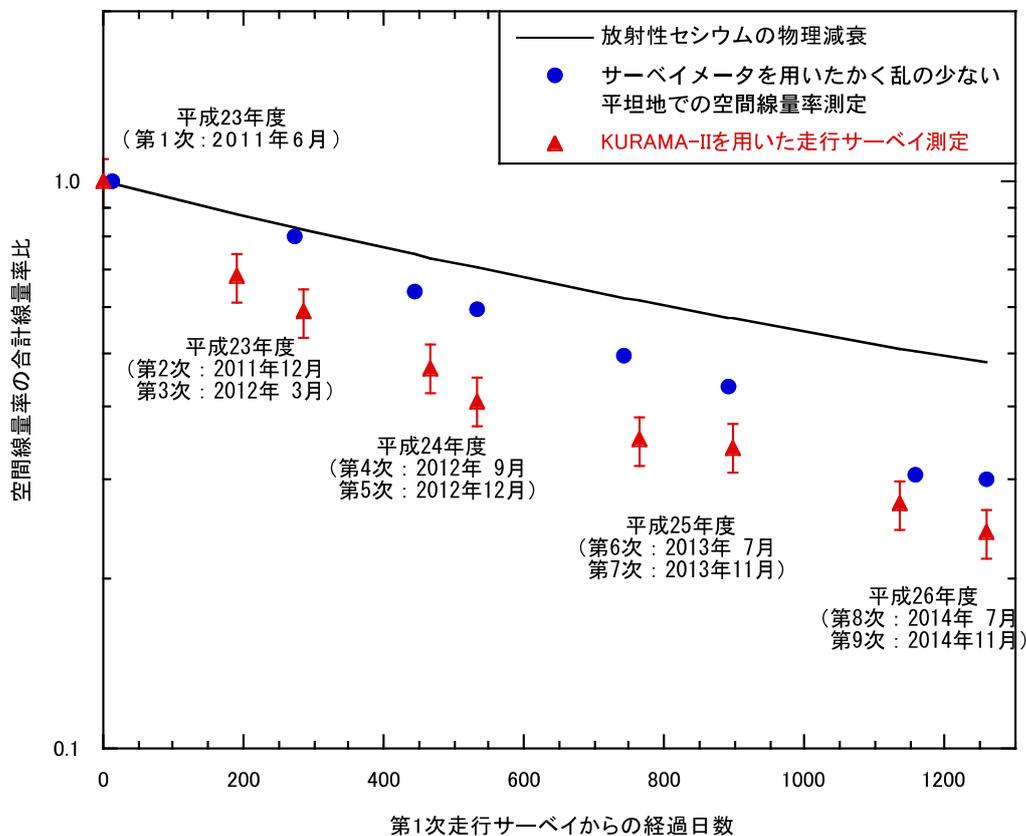


図 2 走行サーベイ結果の時間変化の傾向

2011年6月調査の走行サーベイで得た空間線量率の積算値に対するその後の8回の走行サーベイによる空間線量率の積算値の比率(積算線量率比)の変化を示したものです。平坦地上でサーベイメータにより測定した空間線量率の積算線量率比も併せて示しました。

る遮蔽効果が増えたためと考えられます。

## (2) 走行サーベイ

走行サーベイについても時間変化の傾向を調査しました。図2に、2011年6月調査で実施した走行サーベイで得られた空間線量率の合計値に対するその後の8回の走行サーベイによる空間線量率の合計値の比率(合計線量率比)の変化を示します。

走行サーベイによって測定された道路及びその近傍における空間線量率の減少率は放射性セシウムの物理減衰による減少率よりもかなり大きくなっています。

## (3) 異なる手法による測定の結果比較

3種類の手法による空間線量率測定結果を比較しました。走行サーベイの測定結果は100m×100mの区画ごとにその区画内を走行中に3秒ごとに得られた一連の空間線量率測定値の平均値ですが、その区画内に同時期にサーベイメータを用いて測定した平坦地の地上1m高さの空間線量率測定データが存在する場合には、両者の空間線量率測定結果を比較しました。さらに、同じ時期にその区画内を歩いた歩行サーベイによる空間線量率の測定データとの比較を行いました。

地上1m高さの空間線量率値の走行サーベイ結果に対する大きさは、空間線量率の合計値の比較で、最新の2014年11月調査では1.5倍程度と評価されました。一方、歩行サーベイによる空間線量率値の走行サーベイ結果に対する大きさは、空間線量率の合計値の比較で、2014年11月調査では1.2倍程度と評価されました。

このように、空間線量率測定値の大小関係は、平坦地上の測定値が最も大きく、続いて歩行サーベイの測定値、走行サーベイの測定値の順になっていることがわかりました。平坦地上は空間線量率の変化が小さく空間線量率が高い地点の代表とみなせるのに対し、道路上は空間線量率の変化が大きく空間線量率が低い地点の代表とみなせません。歩行サーベイの経路である生活環境に密接した地点は、これらの間になっていることがわかりました。

原子力機構では引き続き空間線量率測定を継続し、空間線量率分布の変化の特徴を解明していく予定です。

本事業は、平成26年度原子力規制庁委託事業「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故に伴う放射性物質の分布データの集約及び移行モデルの開発」の成果の一部です。

《参考文献》 ・ 日本原子力研究開発機構、"平成26年度原子力規制庁委託事業「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故に伴う放射性物質の分布データの集約及び移行モデルの開発」成果報告書"、2015年、  
<http://fukushima.jaea.go.jp/initiatives/cat03/entry07.html>

## 7-2 (2) マッピング

### — 放射性核種の土壌沈着量分布の特徴 —

福島環境安全センター 環境動態研究グループ 山本 英明

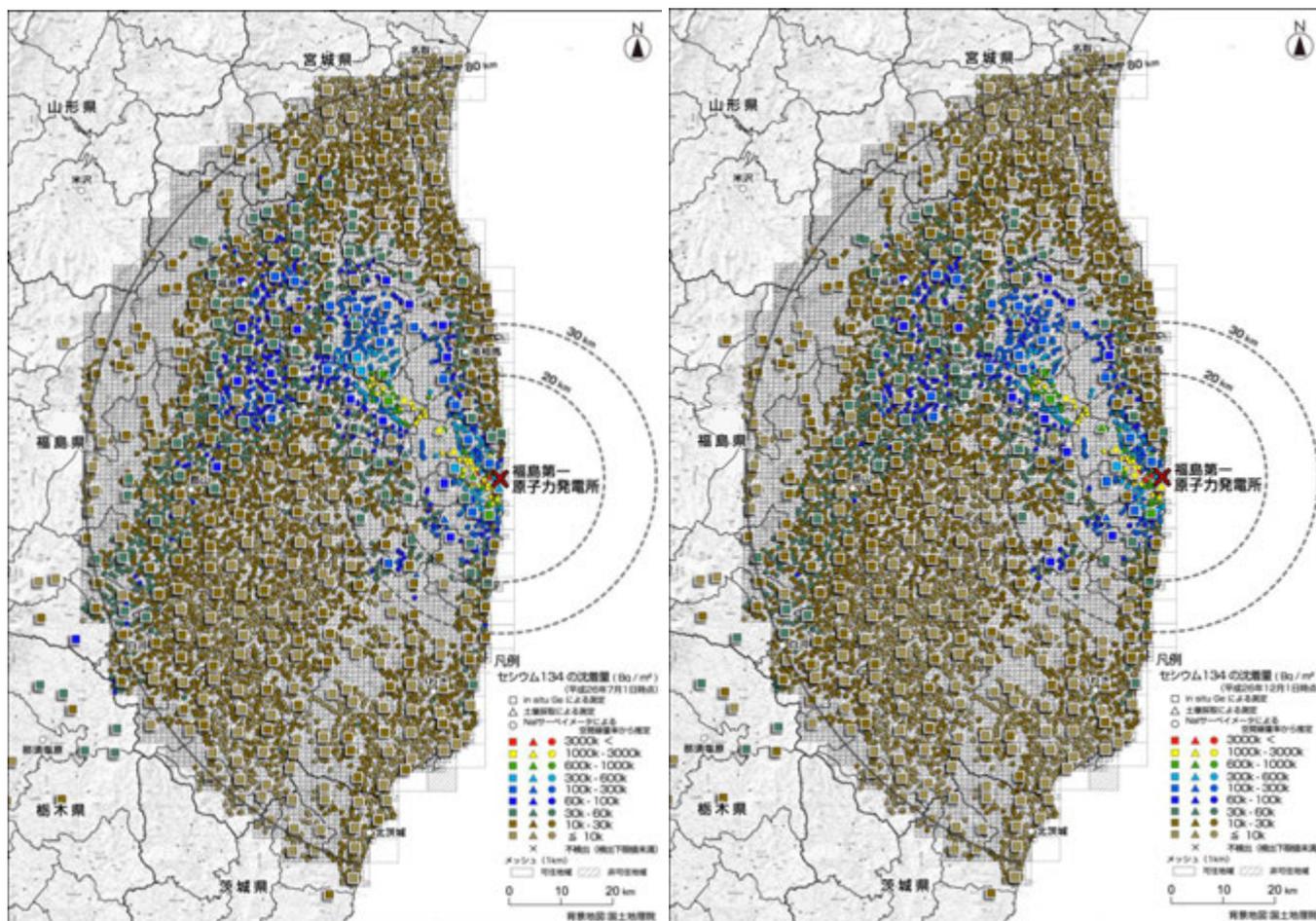


図 1  $^{134}\text{Cs}$  の沈着量を記した土壌濃度マップ

直接に測定した沈着量 (in-situ 測定を○、土壌採取による測定を△) に空間線量率と放射性セシウムの沈着量の相関関係を基に評価した  $^{134}\text{Cs}$  の沈着量の評価値 (○) を追加したものです。左図が2014年上期調査、右図が同年下期調査です。

東京電力福島第一原子力発電所事故では、大量の放射性物質が大気中に放出され、広い範囲の土地に放射性物質の沈着が起きました。どのような種類の放射性核種がどのくらい土壌に沈着したのかを知ることは、事故の影響を評価し適切な対策を講じるために基本的な情報となります。原子力機構では、当初は文部科学省、現在は原子力規制庁からの委託調査の一環として放射性核種の土壌沈着量を測定してマップを作成してきました。経時的に行った調査より、放射性核種の沈着量分布やその経時変化の特徴が明らかになりつつあります。

#### (1) in-situ 測定による沈着量分布評価

2011年6月に実施した第1回目の環境調査では、約11,000個の土壌試料を採取して持ち帰り、Ge検出器を用いたスペクトル測定により試料中に含まれる放射性核種毎の濃度を測定し、沈着量分布マップを作成しました。2011年12月に開始した第2次調査以降は、土壌試料を採取するかわりに、ポータブルのGe検出器を環境中に持ち出して行うin-situ測定で、エネルギースペクトルを解析して土壌沈着量を定量しています。

現在、空間線量率に寄与している人工放射性核種のほとんどが放射性セシウムであり、これまでに実施した調査においても、攪乱のない平坦地では土壌への放射性セシウムの沈着量と空間線量率が非常に良い相関を示すことが確認されています。そこで、in-situ測定を行った箇所でも空間線量率の測定を同時に行い、調査時点における空間線量率と放射性セシウム沈着量との相関関係を求め、この関係を用いることで、放射性セシウムの沈着量を直接に測定していない箇所における放射性セシウムの沈着量を空間線量率から評価しました。

空間線量率と放射性セシウムの沈着量の相関関係を基に、空間線量率のみの測定が実施された約6,600箇所について空間線量率から評価した放射性セシウムの沈着量を評価し、in-situ測定及び土壌採取により直接に求めた沈着量に加えて記した土壌濃度マップを作成しました。 $^{134}\text{Cs}$ の詳細な土壌濃度マップを図1に、 $^{137}\text{Cs}$ の土壌濃度マップを図2にそれぞれ示します。2014年上期調査(6月23日～9月5日)の結果を左図に、下期調査(10月27日～12月5日)の結果を右図に示します。

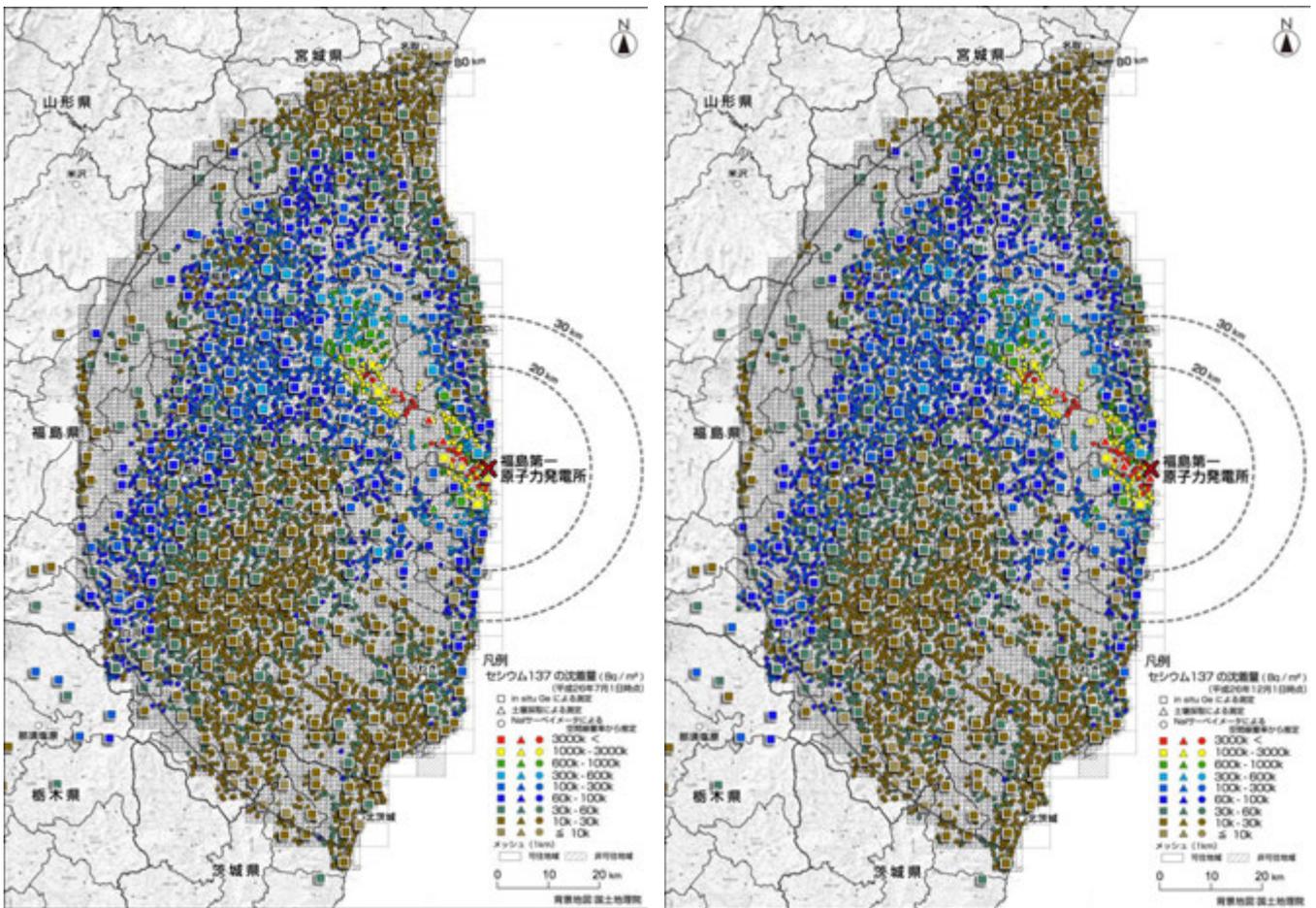


図2  $^{137}\text{Cs}$  の沈着量を記した土壌濃度マップ

直接に測定した沈着量 (in-situ 測定を□、土壌採取による測定を△) に空間線量率と放射性セシウムの沈着量の相関関係を基に評価した  $^{137}\text{Cs}$  の沈着量の評価値 (○) を追加したものです。左図が2014年上期調査、右図が同年下期調査です。

## (2) 沈着量分布の時間変化

2014年上期調査と下期調査とにおいて、in-situ 測定による放射性セシウムの沈着量の合計値による比較を行いました。沈着量の合計値を測定箇所数で割ると平均沈着量になるため、沈着量合計値の比較は平均沈着量の比較と同じ意味を持っています。

2014年上期調査の沈着量に対する下期調査の沈着量の比率は、 $^{134}\text{Cs}$  に関しては0.85と評価されました。この期間の物理減衰により予想される比率は0.87でした。同じく  $^{137}\text{Cs}$  沈着量のふたつの時期での比率は0.97と評価されました。物理減衰は0.99でした。これらの結果から、上期と下期の間で風雨等により放射性セシウムが除去されるウェザリング効果による沈着量の減少はほとんど観察されませんでした。

$^{137}\text{Cs}$  の沈着量の長期的な変化に関しては240箇所と比較をすることができ、合計値の比率を計算しました。その結果2012年3月調査から2014年下期調査までの約33ヶ月間で、物理減衰により予想される比率が0.94であるのに対し、ふたつの時期での比率は0.90でした。地面の状況が変化していない箇所では、このように、長期の変化においても、沈着量のウェザリング効果による減少は小さいことがわかりました。

原子力機構は同様の沈着量測定を継続し、沈着量分布の変化の特徴を解明していく予定です。

本事業は、平成26年度原子力規制庁委託事業「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故に伴う放射性物質の分布データの集約及び移行モデルの開発」の成果の一部です。



図3 In-situ 測定

ポータブルのGe検出器を環境中に持ち出して行う in-situ 測定で、エネルギースペクトルを解析して土壌沈着量を定量します。

《参考文献》 ・ 日本原子力研究開発機構、"平成26年度原子力規制庁委託事業「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故に伴う放射性物質の分布データの集約及び移行モデルの開発」成果報告書"、2015年、  
<http://fukushima.jaea.go.jp/initiatives/cat03/entry07.html>

## 7-2 (3) マッピング

### — 環境モニタリングデータ情報発信システムの構築 —

システム計算科学センター 高度計算機技術開発室 武宮 博

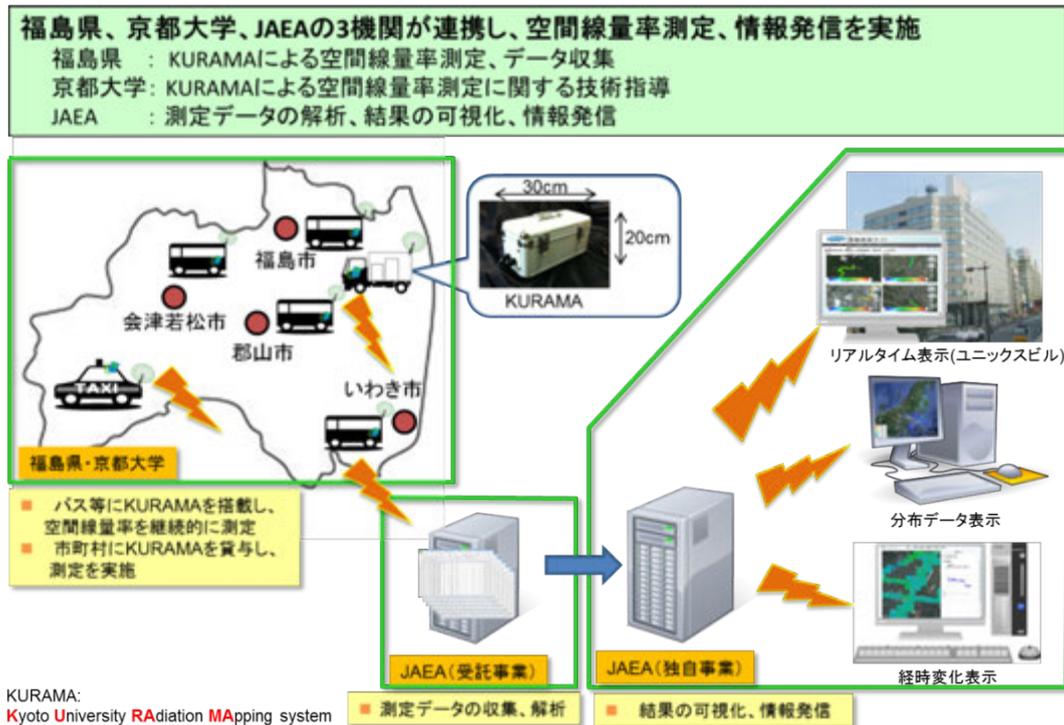


図1 福島県空間線量率測定情報発信事業

路線バスを活用することで、地域住民の方々の生活圏に密着した線量率情報を継続的に発信可能としました。

#### (1) 福島県空間線量率測定情報の発信

東京電力福島第一原子力発電所(1F)から放出された放射性物質の影響に関し、適切な対策を講じるためには、現状分布及び時間変化の傾向を詳細に把握することが重要です。我々は、これらの把握に必要な環境モニタリングデータを広く一般に公開する事業を進めています。

その事業の一つが、福島県空間線量率情報発信事業です。この事業では、福島県及び京都大学と協力し、福島県下を走行する路線バスにKURAMA-II(Kyoto University RAdiation MApping system)と呼ばれる車載型空間線量率測定器を搭載し、空間線量率を継続的に測定、迅速に公開するものです。KURAMA-IIは、京都大学原子炉実験所により開発された小型で堅牢な測定器で、電源を入れるだけで自動的に空間線量率や測定位置に関する情報を取得し、携帯回線を利用してインターネット上のサーバに送信することが可能なシステムです。車に搭載することにより、移動しながら連続的に空間線量率を測定することができるため、広範囲の地域における空間線量率の測定に適しています。

我々は、地域住民の方々が居住する地域を毎日運行している路線バスにKURAMA-IIを搭載し、測定を行うことで、地域住民の方々の生活圏に密着した空間線量率の変化を継続的かつ高頻度に測定することを可能にしました。また、路線バスで測定された結果を集約、解析、可視化する処理を自動化することで、測定結果を迅速に提供できるようにしました。

本事業により測定、集約、解析された情報は、福島駅



図2 避難指示区域内の国道6号、常磐道沿線における空間線量率分布情報の発信事例

浜通り交通路線バスに登載された空間線量率測定情報表示システム画面(上図)、NEXCO 東日本のHPより公開されている常磐道沿線における空間線量率測定情報(下図)。

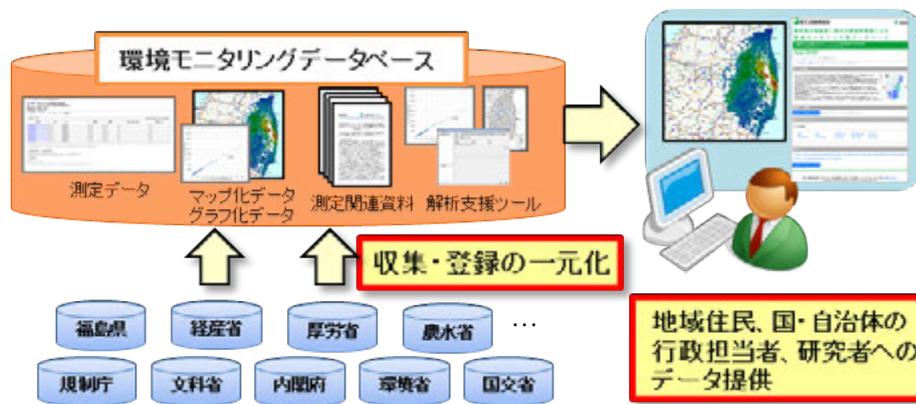


図3 環境モニタリングデータベース

関係省庁、地方自治体が独自に公開していた環境モニタリングデータを一元的に集約、比較可能な形式で公開しました。

前に所在するユニックスビルに設置された大型ディスプレイを通じてリアルタイムに公開されています。現在、このシステムにより福島県全域における空間線量率に関する最新の分布状況を確認することができます(図1右上参照)。

また、2015年3月から避難指示区域内の国道6号及び常磐道の通行が再開されましたが、通行者の不安が大きいため、両路線における空間線量率分布情報を発信する事業を開始いたしました。

国道6号沿線の空間線量率分布状況に関しては、福島県、JR東日本、浜通り交通と協力し、竜田駅ー原ノ町駅間を走行するJR代行バス(浜通り交通運行)にKURAMA-IIを搭載して測定した結果を、バス内に搭載した空間線量率表示システムを用いて乗客の方々に提供しています(図2上図参照)。

常磐道沿線の空間線量率分布状況に関しては、福島県、NEXCO東日本と協力し、広野ICー南相馬IC間を走行するNEXCO東日本の巡回車にKURAMA-IIを搭載して測定した結果を、NEXCO東日本のHPから公開しています(図2下図参照)。

これまでに測定した結果から、両線の避難指示区域を1回走行した場合に通行者が受ける被ばく線量は、0.0002～0.0005mSv程度と低いことが分かりました。

## (2) 環境モニタリングデータベースの構築

情報発信に関するもう一つの事業は、環境モニタリングデータベースの構築です。これまで、関係省庁や地方自治体により数多くの環境モニタリングが実施されてきました。それらのデータは実施機関により各々独自の形式で取り纏られ、個々のサイトで公開されていました。そのため、地域住民の方や行政担当者、原子力分野の研究者等、データを必要とする方々は、どのサイトに目的とするデータがあるのかが分からず、各サイトにアクセスして検索する必要がありました。また、独自形式で纏められていることから、関連するデータの相互比較が困難であるという問題もありました。

そこで我々は、関係省庁や地方自治体により独自に公開されたデータを自動的に収集するツールを開発して、

散在したデータを一元的に集約するとともに、表示形式やデータ精度を統一して相互比較を可能としました。

また、全県規模、全国規模のマップだけではなく、市町村規模の独自マップを作成し、復興計画や除染計画の立案に利用したいという要望や、市街地、山林、田畑など、土地利用状況に応じた汚染状況の変化傾向を知りたいという要望に応えるため、2015年から、環境モニタリングデータベースと連携し、独自マップの容易なマップ作成を支援するツールや、福島県を対象とした土地利用状況データや植生データ等、関連する地理空間情報の公開も開始しました。

環境モニタリングデータベースサイト(<http://emdb.jaea.go.jp>)では、21機関から公開されている3億超の環境モニタリングデータをはじめ、土地利用状況等の地理空間データが集約、公開されています。

これら事業の一部は、原子力規制庁からの受託事業「平成25年度東京電力福島第一原子力発電所事故による環境モニタリング等データベース構築」及び福島県空間線量率測定システムの一部は、福島県からの受託事業「広域線量率分布測定用装置(KURAMA-II)データ解析・補正」の成果です。

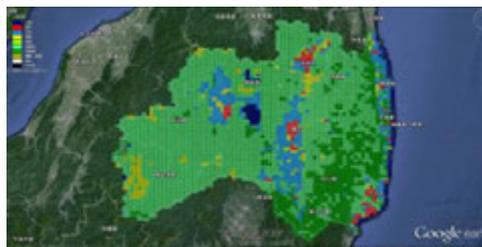
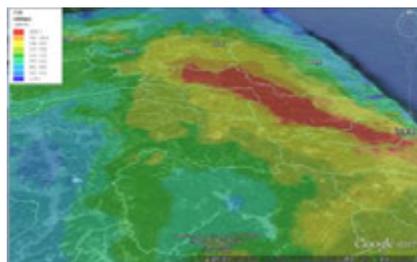


図4 環境モニタリングデータベースの提供情報

マップ支援ツールを用いて作成した独自マップ例(上図)。土地利用状況マップ(下図)

《参考文献》 ・ A. Seki, H. Takemiya, et al., "Development of radionuclide distribution database and map system on the Fukushima nuclear accident", Progress in Nucl. Sci. Technol. **4**, 47 (2014).  
 ・ 武宮博、齊藤公明、水野哲、谷垣実、"東京電力(株)福島第一原子力発電所事故に伴う放射性物質の長期的影響把握手法の確立(10) 福島県空間線量率測定結果速報システムの構築", 日本原子力学会 2013年秋の大会予稿集 (2013).

## 7-3 分析技術の高度化

### — 東京電力福島第一原子力発電所から放出された放射性核種の分析技術の高度化 —

福島環境安全センター 放射線計測技術グループ 武石 稔、三枝 純、江尻 明、依田 朋之、前田 智史、岡崎 勤、大谷 周一、山口 敏夫、波澄 篤、栗田 義幸、柴道 勝、内海 あずさ、眞鍋 早知、柳澤 華代

東京電力福島第一原子力発電所事故に伴い、事故直後において放射性キセノンやクリプトンなどの希ガス、揮発性のヨウ素、テルル、セシウムなどの放射性核種が環境中に多量に放出されました。大部分の放射性核種は半減期が短く、既に減衰していますが [1]、事故から4年半を経過した2015年現在でも、半減期約2年の $^{134}\text{Cs}$ と約30年の $^{137}\text{Cs}$ が陸上環境に存在しています。また、参考文献 [2] によりますと、内部被ばく評価上重要な核種である半減期約29年の $^{90}\text{Sr}$ や長寿命の放射性プルトニウムは、同位体比等の調査を通して、今回の事故により放出されたことが確認されたものの、 $^{90}\text{Sr}$ は事故発生前の全国で観測されている測定範囲(2.3 ~ 950Bq/m<sup>2</sup>)に入るレベル、 $^{239+240}\text{Pu}$ についても同様に事故発生前に全国で観測された測定範囲(過去の大気圏内核実験の影響範囲)に入るレベルであったと報告されています [2]。したがって、環境回復のためには、放射性セシウムを正確、迅速に測定することが最も重要です。

一方、事故に伴う汚染水には主にトリチウムが含まれています。特にトリチウムは水素の同位体で、主に水分子として存在することから化学的処理による分離が困難です。両者ともガンマ線を放出しないため、生物試料等の環境試料の分析には熟練した技術と期間を必要とします。また、これまでの平常時分析法は、バックグラウンドまでのレベルを測定するため、乾燥、灰化などの前処理や分離、精製などの物理・化学的な処理を行う方法が定められていました。

しかし、福島では、広範囲に渡って事故由来の放射性核種が沈着したことから、レベルに応じてその濃度を迅速に測定することが必要になりました。また、土壌、水、農産物、畜産物、海産物、食品等、多種多様な試料を多数分析することが求められています。これらのニーズに沿うためには、複雑な操作なしに正確、簡便に分析できる方法の開発及び高度化が求められています。

#### (1) Ge 半導体検出器を用いたガンマ線放出核種濃度定量の信頼性向上

##### ① 検出下限低減(測定時間短縮)のための技術開発

福島市内に分析所を設置し、Ge 検出器5台を2階の測定室に設置しましたが、バックグラウンド放射線分布の中に放射性セシウムのピークが観測され、低レベルの試料の放射能定量に長時間を要していました。原因を調査した結果、測定室が2階にあるが故に生じる放射線の混入(ストリーミング)が原因であることを特定しました。そこで検出器の遮蔽体配置方法について検討、最適化することにより、検出下限値の低減及び測定時間の大幅な短縮を図りま

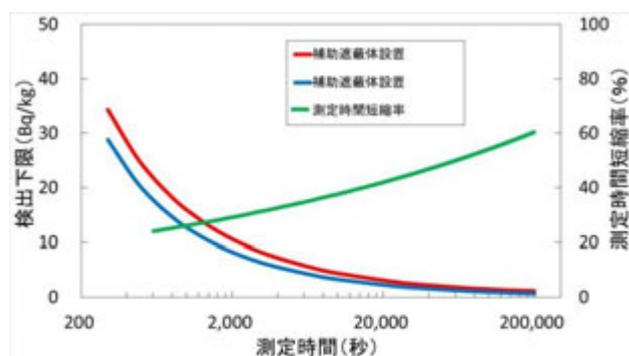


図1 土壌試料測定時の測定時間と検出下限との関係

補助遮蔽体を設置することにより、要求された検出下限を担保するための測定時間を大幅に短縮することが可能となりました。

した(図1)。

##### ② $^{134}\text{Cs}$ 測定精度向上に係るサム効果補正技術の向上

$^{134}\text{Cs}$ は1回のベータ崩壊に伴いエネルギーが605 keV, 796 keV等、複数のガンマ線をほぼ同時に放出します。これらの放射線が共に検出器に入射すると、ガンマ線のエネルギーが積算され1本のガンマ線と区別がつかなくなります。これをサム効果と呼びます。サム効果の補正をしないと $^{134}\text{Cs}$ を過少に評価することになります。また、 $^{137}\text{Cs}$ との放射能比を評価する際にも大きな影響を与えます。補正量は、検出器の効率のみならず線源形状、検出器との距離、遮蔽体のサイズ等に依存します。この影響を標準線源を用いた実測及び計算シミュレーションにて検討し、放射能定量の信頼性を向上させました。

##### ③ 充填高さの異なる試料の効率補正法の検討

福島では、多様な試料の分析依頼がありますが、量が十分に確保できない場合(地中深さ方向の濃度プロファイルを求める場合等)も多く、様々な容器に対応した標準体積線源を整備するなど、前処理に負担をかけない測定体制を整えてきました。しかし、あらゆる高さに対する補正を標準線源で行うことは困難です。複数の標準体積線源の測定結果を補完する方法とともに、計算コード(MCNP-6)を用いて高さ補正する方法を検討しました。その結果、U-8容器、V-1容器においては3%程度の不確かさで高さ補正が可能であることを確認しました。

##### ④ 電気冷却式 Ge 検出器の温度特性の確認

グループで用いている電気冷却式 Ge 検出器の日常管理において、ガンマ線波高分布中のピークエネルギーが一定の範囲で変動することを確認しました。その原因を調査したところ、室温1°Cの変動に対応して Ge 半導体の温度が0.3 ~ 0.5chの割合でエネルギー変動することや、電気冷却器の冷却性能に関

するデータと知見を得ました。これらの基礎データを基に、日常点検等の品質管理を継続して実施することで、検出器異常の予知や予防的対策が可能になった例もあります。引き続き、機器の安定した維持管理と運用に努めていきます。

### ⑤ 試験所の能力に係る ISO/IEC17025 認定の取得

Ge 検出器を用いた試料測定に関して、試料の受入、測定、データ管理、報告、記録等に関する ISO/IEC 17025: 2005 (試験所及び校正機関の能力に関する一般要求事項) 規格を取り入れた品質管理体系を整備し、日本適合性認定協会 (JAB) に認定申請、審査を受検し、平成 27 年 10 月 20 付で認定を受けました (図 2)。また、産業技術総合研究所等が主催する技能試験 (比較測定試験) にも積極的に参加し、測定能力の客観的検証に努めています。



図 2 試験所の品質マニュアル等 (左) と認定証 (右)

本認定の取得により放射線計測技術グループ (笹木野分析所) で発行した試験報告書は、国際相互承認制度 (ILAC-MRA) に則り、公式に国際的に通用するようになりました。

## (2) 放射性トリチウム及びストロンチウム分析技術の高度化

### ① 環境試料中有機結合トリチウム (OBT) 分析法の迅速化

トリチウムは、半減期約 12 年、天然にも存在し弱いベータ線しか放出せず、通常は、水素の同位体 (三重水素) として水分子の形で存在します。 $^{137}\text{Cs}$  等と比べ内部被ばくへの影響は、水分子の形で約 700 分の 1 と小さく、水分子の形であれば生物濃縮はしませんが、同位体交換や植物による光合成で有機物に変わると、エサとして食物連鎖を通じて生物組織に取り込まれるおそれがあります。水分子として存在するトリチウムを水から除くことは極めて困難ですから、海洋環境でのトリチウムのモニタリングは重要です。しかし、海洋生物の濃度、特に組織の一部となった有機結合トリチウム (OBT) の分析は、フリーズドライによる乾燥、乾燥物の燃焼と燃焼水の回収、混入する有機物の分解と蒸留、液体シンチレーションカウンタによるベータ線の測定と、高度な技術と時間 (通常数か月) を要します。平成 27 年度は、この分析期間を短縮するため、試料からの水分 (組織自由水) の回収法としてフリーズドライと加温乾

燥を組み合わせる方法や、試料と酸素を高压容器に入れ瞬時に燃焼する方法等に関する試験を進めています (図 3)。これまでに、組織自由水の回収及びその後の加温乾燥により前処理工程を最短 3 日程度に短縮できる見通しを得ました。また、燃焼において最適な試料形状などの条件を調査しました。



図 3 有機結合トリチウム (OBT) 分析の流れ

これらの前処理を行うことにより、組織自由水トリチウムと OBT (交換型、非交換型) を分離して測定する。

### ② 環境試料中 $^{90}\text{Sr}$ 分析法の高度化

現状、 $^{90}\text{Sr}$  の分析は、魚など試料を乾燥、灰化した後、酸等で分解、その後、ストロンチウムを沈殿やイオン交換等の化学分離で精製、2 週間程度静置、 $^{90}\text{Sr}$  の崩壊生成物である  $^{90}\text{Y}$  と放射平衡状態にします。さらに、 $^{90}\text{Y}$  を分離し、ガスフローカウンタなどで  $^{90}\text{Y}$  のベータ線を測定することで、 $^{90}\text{Sr}$  の放射能を推定します。この方法はミルク法と呼ばれます。分析には 1 か月程度を有するとともに、熟練した分析技術者が必要です。

そこで Takagai ら [3] 等の方法を参考に、誘導結合プラズマ・質量分析器 (ICP-MS) を用いて、放射能ではなく直接  $^{90}\text{Sr}$  の質量数を測定することで放射能を求める検討を行っています。このために、試料を酸等で有機物分解した後、Sr レジンなどで精製、ICP-MS で測定しますが、精製後残った同重体として妨害となる  $^{90}\text{Zr}$  を酸素原子と反応させ見かけの質量数を 90 から変えて測定する必要があるなど、検討課題が多くあります。平成 27 年度は、環境試料、特に海産生物試料に適用するための妨害元素の除去や検出下限値の改善に向けて、Sr レジンによる精製法の検討を進めています。

## まとめ

福島へのニーズに則した正確で迅速、かつ容易に多種、多数の分析ができる分析技術に関して一定の改善を図ることができました。今後は、さらにスピードを速めモニタリング、除染、環境動態等の調査、研究に貢献していきます。

《引用文献》 [1] 原子放射線の影響に関する国連科学委員会, "UNSCEAR 2013 年報告書", 第 I 巻, pp. 17-23 (2014).  
 [2] 文部科学省 報道発表 [http://radioactivity.nsr.go.jp/ja/contents/6000/5048/24/5600\\_110930\\_rev130701.pdf](http://radioactivity.nsr.go.jp/ja/contents/6000/5048/24/5600_110930_rev130701.pdf).  
 [3] Y. Takagai, et al., "Sequential inductively coupled plasma quadrupole mass-spectrometric quantification of radioactive strontium-90 incorporating cascade separation steps for radioactive contamination rapid survey", *Anal. Meth.* **6**, 355 (2014).

# 8-1 焼却時の放射性セシウム挙動評価について

## — 焼却施設での放射性セシウム挙動シミュレーション —

人形峠環境技術センター 環境保全技術開発部 研究開発推進課 高橋 信雄、横山 薫、石森 有  
 人形峠環境技術センター 環境保全技術開発部 環境技術開発課 小原 義之  
 人形峠環境技術センター 環境研究実証試験準備室 杉杖 典岳

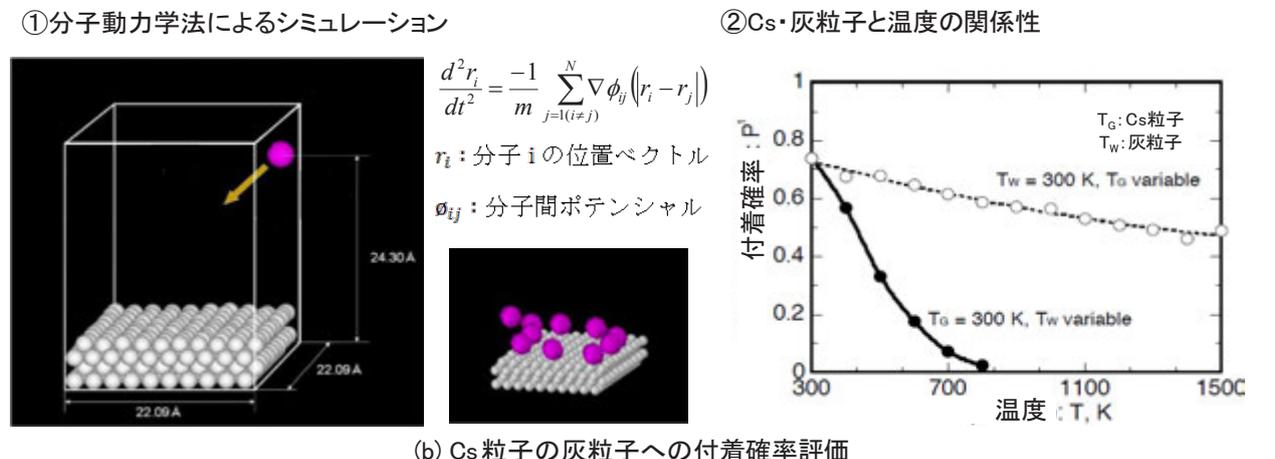
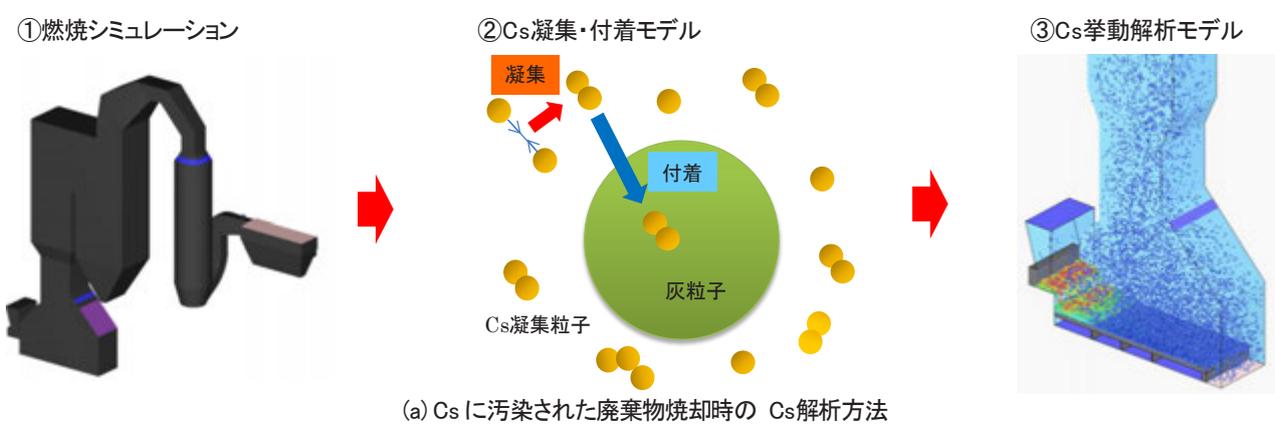


図 1 Cs 挙動解析コードの構成

(a) 排ガス中のCs挙動の解析は、①焼却に伴い発生する排ガスの温度や流速、焼却灰（主灰、飛灰）の分布を計算します。②Cs粒子同士の凝集とCs粒子と灰粒子の付着による粒子数変化、付着確率をモデル化したものです。③Cs挙動は、燃焼シミュレーションで後処理的にCsの凝集・付着を計算することで解析します。

(b)Cs粒子の灰粒子の付着確率は、分子動力学法で評価しました。①量子化学計算ソフトにより得られたCs粒子と灰粒子間のLennard-Jonesポテンシャルに基づき、衝突時にトラップされるCs粒子の割合を評価します。②粒子の速度（温度）をパラメータに付着確率を評価した結果、特に灰粒子の温度（排ガス温度）変化と付着確率との間に相関が確認されることから、付着確率はこの評価結果に基づき設定しています。

放射性セシウム (Cs) が付着した都市ごみ等 (8,000Bq/kg 以下) の一部は焼却施設で処理されており、排ガスに含まれるCsの濃度は規制値を下回っていると報告されています [1]。しかしCsの詳細な捕集メカニズムや、Cs濃度が高い場合 (8,000Bq/kg 以上) でも同様であるのか等については十分な知見が得られていません。焼却は廃棄物を減容する有力な方法であるため、安全・安心の観点から、様々な条件で焼却炉内のCsの動き (挙動) を理解することが重要です。また、焼却施設の運転員やメンテナンス作業員が被ばくするのではないかと懸念もあります。Csが付着した主灰や飛灰の炉内壁面等への付着を評価することで、焼却施設のメンテナンスを安全に実施するための情報を提供することが必要です。

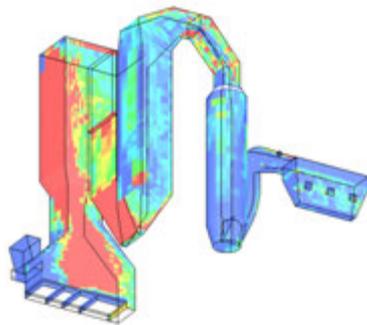
そこで排ガスに含まれるCsの挙動や捕集メカニズムを物理的モデルとして構築し、Csの主灰と飛灰への付着を評価するCs挙動解析コードの開発を進めています。

### (1) 焼却炉内Cs挙動解析コードの構成

CsはCsOH等の化学形態でエアロゾルに付着した状態で大気中を輸送されたと考えられます。一般廃棄物に混じって焼却されると、一般廃棄物に含まれる塩素と反応し、炉内で気体になりやすいCsCl (融点: 646℃、沸点: 1,290℃) になることがあると、平衡計算から推定されています [1]。そのため、炉内のCsの化学形態として、Cs挙動解析コードの開発ではCsClを想定します。

Csの挙動解析は、図1(a)に示すように①燃焼シミュ

## ①Cs粒子を含む焼却灰の壁面への衝突頻度



## ②壁面への付着・再飛散現象の概念図

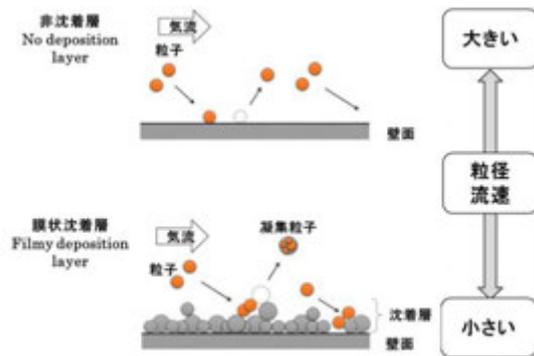


図2 施設壁面への付着評価

Cs が付着した主灰や飛灰の焼却炉本体の壁面等への付着を評価します。微粒子の壁面への付着は、ガス流速と微粒子の粒子径により、微粒子が付着しない相から膜状に付着層が形成される相へ遷移することが知られています[3]。このため、燃焼シミュレーションで炉内のガス流速と主灰や飛灰の粒径分布を計算し、焼却灰の付着を評価します。①ガス流速と粒子濃度から算出される Cs 粒子や焼却灰の焼却炉本体への衝突頻度の分布です。再飛散、再付着については燃焼シミュレーションで算出されるデータに②付着・再飛散現象相図を用いて壁面での Cs 付着状態を評価します。

レーション、② Cs 凝集・付着モデル、③ Cs 挙動解析モデルの3段階で進めています。

### ①燃焼シミュレーションモデル

廃棄物は燃焼に伴う熱分解により微粒子（固相）と排ガス（気相）を生成します。気相は乱流状態にあるとして連続の式、及び Navier-Stokes 方程式等で支配方程式を構成しました。固相は焼却灰等の微粒子を扱うため、各粒子と粒子、及び気体との相互作用（伝熱、熱分解、付着）の解析に適した離散要素法（DEM）を採用しました。計算範囲は通常の都市ごみ焼却施設（ストーカ式焼却システム）の設計に基づき燃焼室からバグフィルタまでとし、運転情報である炉内への燃焼空気温度や流量、廃棄物の投入量を計算条件としました。また廃棄物は水分、可燃分、灰分で構成されるとし、灰分の組成は元素分析結果を反映しました。

### ② Cs 凝集・付着モデル

凝集は、炉内で、CsCl が液滴の形態で存在し、CsCl 同士がブラウン凝集モデルに従い凝集するとしました。粒子個数の変化は個数濃度収支式で記述しています。灰への付着は、CsCl 粒子の速度（温度）により、灰粒子への付着確率を変化させる簡便なモデルとしています。付着確率は図 1 (b) に示すように、分子動力学法を用い、CsCl を Lennard-Jones ポテンシャルを持つ単原子分子として近似し、灰粒子（鉄原子層）に入射して、トラップされた割合から設定しました。壁面への付着については、図 2 ①に示したように、燃焼シミュレーションで得られた、炉内の速度分布と排ガス中の灰粒子及び CsCl 粒子の濃度から衝突頻度の分布を文献 [2] に従って評価します。再飛散、再付着を含む付着層の形成パターンは

図 2 ②に示したように、3 つに大別できますが、今年度はこのモデル化を検討しています。

### ③ Cs 挙動解析モデル

燃焼シミュレーションモデルから出力される燃焼室からバグフィルタまでの Cs と灰濃度、温度分布等を、計算ステップ毎に Cs 凝集・付着モデルで後処理的に計算し、炉内環境が定常状態に達するまで計算を繰り返します。運転開始直後は、燃焼温度の変化が大きく、炉内の温度分布、流速分布が乱れるため、定常状態での計算結果（主灰・飛灰の発生量、焼却灰中の Cs 濃度、CsCl 粒子の炉内分布等）を利用します。

## (2) 予察的解析結果

福島県内にある焼却施設の運転情報に基づく条件での予察的な挙動解析では、温度分布は焼却施設の運転実績とよく一致しており、燃焼シミュレーションモデルが炉内環境をよく再現していることを確認しました。CsCl 粒子の炉内分布から高次に凝集した CsCl 粒子の多く（約 94% 程度）は、燃焼室内で凝集・付着し、バグフィルタ前での単体 CsCl 粒子の存在割合は約 0.3% 程度でした。焼却灰の発生量と Cs 濃度の解析結果と既存の焼却施設で採取した焼却灰の調査結果を比較した結果、焼却処理により発生する主灰と飛灰の質量割合や Cs 濃度比等が一致しており、排ガス中の Cs 挙動が物理的なモデルで説明可能なことが示唆されました。

今後、壁面付着のモデル化に係る各モデルの調整や機能拡張を行い、また、自治体やプラントメーカーに運転記録の情報提供などの協力を頂き、運転条件（焼却温度）を変えた場合の Cs の挙動を解析します。

《引用文献》 [1] 国立環境研究所, "放射性物質の挙動からみた適正な廃棄物処理処分", 技術資料, 第4版, 196 (2014).

[http://www.nies.go.jp/shinsai/techrepo\\_r4\\_140414\\_all.pdf](http://www.nies.go.jp/shinsai/techrepo_r4_140414_all.pdf)

[2] D.D. McCoy and T.J. Hanratty, "Rate of Deposition of Droplets in Annular Two-phase Flow" *Int. J. Multiphase Flow* **3**, 319 (1977).

[3] W. Theerachaisupakij et al. "Effects of wall vibration on particle deposition and reentrainment in aerosol flow", *Advanced Powder Technol.* **13**, 287 (2002).

# 8-2 (1) 粘土鉱物へのセシウム吸脱着機構解明

## — 土壌廃棄物の減容化に向けた取り組み —

量子ビーム応用研究センター 矢板 毅、松村 大樹、辻 卓也、池田 隆司、鈴木 伸一、下山 巖、本田 充紀

東京電力福島第一原子力発電所事故で放出された放射性セシウムにより汚染した大量の廃棄物の処理処分に関する問題解決は極めて重要な課題となりつつあります。汚染した廃棄物に含まれるものは、土壌、植物、産廃など多岐に渡っていますので、それぞれの物質に対する処理法の検討が必要であると考えられます。その中で特に大きなボリュームをもっているものが汚染土壌であり、この研究の進展が廃棄物の処理処分の問題を解決する大きな鍵になるといっても過言ではありません。本研究では、主に土壌の処理法についての検討を進めるため、土壌を構成する粒子の中で特にセシウムを捕捉する微粒子の特定、この粒子への吸着メカニズム及び特性の解明、並びにその処理法の開発に関する研究を実施しています。

### (1) 福島土壌でセシウムを特異的に捕捉する粒子

事故により放出された放射性セシウムは、大きく分けて2種類の状態、すなわち水に溶けやすい状態と溶けにくい状態のものであったことが推定されており、多くの部分は水に溶けやすい状態であったことが指摘されています。そこで本報告では、多くの部分を占める水に溶けやすいセシウムについての最近の結果について紹介します。水に溶けやすいセシウムは、一端は水に溶け、僅かに移動し、土壌に速やかに収着したものと推定されています。その根拠としては、放射性セシウムは、地表数センチから10センチ程度のところに留まり、殆ど移動していないということから考えられています。そこで、我々グループでは、この土壌のどのような粒子に吸着しているのかを明らかにするために、福島県飯館村のリター層より土壌を採取、粒子を分別し、特に高濃度にセシウムが濃集している分画をイメージングプレートという放射線を直接検出できるシートの上に乗せ、放射性セシウムの分布を確認しました。その結果、約2万粒の土壌粒子の内、たった15粒に放射性セシウムが存在していることが分かりました。その微粒子の一部の写真が図1です。この知見は、極めて大量の土壌廃棄物の処分を考える上で重要なもので、原理的にこの土壌では約1/1000の



図1 放射性セシウムを多く含む微粒子

福島県飯館村で採取された微粒子であり、左から Type I (無機成分のみの団粒構造)、Type II (有機成分を含む団粒構造)、Type III (一部風化した黒雲母) となる。風化黒雲母の部分に放射性セシウムが濃縮しています。

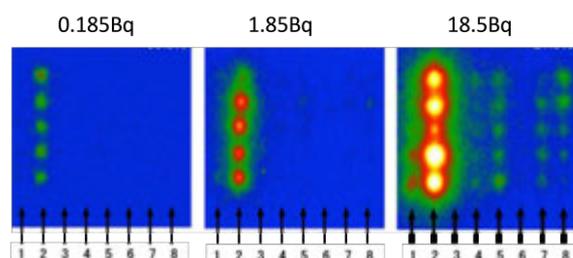


図2 イメージングプレートを用いた土壌中鉱物に対する極微量放射性セシウム吸着実験

水溶液中に以下の鉱物を共存させ、24時間吸着を試みた。  
1:黒雲母, 2:風化黒雲母, 3:カオリナイト, 4:ハロサイト,  
5:イライト, 6:モンモリロナイト, 7:アロフェン, 8:イモゴ  
ライトであり、上記線量は、吸着実験に使用した溶液中の初期放射性セシウム量を示します。

減容化が可能であるということを示唆しています。限られた微粒子に放射性セシウムが濃縮しているという結果は、見方を変えれば放射性セシウムが不溶性のまとまった量のエアロゾルとして放出されたという可能性も考えられますが、電子顕微鏡による詳細な観察結果から、いずれも一部風化が認められる黒雲母に濃集している事が明らかとなりました [1]。黒雲母は、福島の地殻を構成する花崗岩に多く含まれている鉱物で、原子炉内には存在せず、殆どのセシウムが環境中に放出されてから改めて吸着し、濃集したものであると判断できます。図2に示したように、他の土壌に含まれる鉱物と共存させた吸着実験の結果、明らかに風化黒雲母に特異的に集まっていることが分かります [2]。この結果は、風化黒雲母に着目し、風化黒雲母に特化した粒子除去法の開発、あるいはセシウムの剥離を考えるということで、土壌廃棄物の減容化対策を大きく前進させる可能性があることを示唆しています。

### (2) 風化黒雲母への選択的吸着メカニズム

黒雲母は、福島の地盤を形成する花崗岩に多く含まれる鉱物であり、四面体あるいは八面体の基本骨格を持った2つのタイプのシートが2:1の比で形成された層が、いくつにも折り重なった構造を持つものです。この層と層の間にはカリウムなどが存在し、ぴったりと隙間なく折り重なっています。この風化していない黒雲母そのものは、図2の結果のように、セシウムに対する吸着能力はあまり強くありません。一方、問題となる風化黒雲母は黒雲母が一部パーミキュライト化したものであり、閉じている層間が、水を多く含むアルカリ土類金属などで置換された構造をしていることが、X線回折などによって明らかにされています [1]。このことを参考に、このパーミキュライト化した黒雲母にセシウムを吸着させた

ところ、ある程度まとまった量のセシウムがこの層に侵入したときに層間を閉じて固定化されることがX線小角散乱及び時間分解X線吸収微細構造法により明らかにされています[3]。これらは、セシウムが、水を多く含む層で他のイオンに比べ自由に動き回れるという性質と黒雲母との相互作用において安定な結合を作るという性質が重なったときに特異的かつ集団的に、安定化するものであることが分かります。図2に示した実験では、非常に薄い3つの濃度条件下で様々な鉱物と共存した状態でも特に風化黒雲母に濃集することからみても、ある程度まとまるまで平衡的に吸脱着を繰り返し、最終的に風化黒雲母に収斂するというメカニズムがあることが分かります。さらに、風化黒雲母とセシウムとの間には、プラスとマイナスが引き合うことにより結合するという単純な吸着様式だけでなく、お互いの電子を共有することで安定化する共有結合という吸着様式もカリウムなど他のアルカリ金属においてはみられない大きな特徴であることがX線吸収微細構造、X線顕微鏡、分子軌道法などの理論計算によって明らかにされており[4]、福島においては極めて安定に風化黒雲母などの土壤微粒子に捕捉されているということが分かります。最後に、水に不溶性セシウム微粒子は、事故時に放出されたセシウムの全体から見れば少ない量であることが推定されていますが、土壤に吸着しているというより、ガラスのようなものの中に含まれている可能性が指摘されており、実際に環境中にどのくらいの量存在するのか、さらには拡散の可能性、処分の方法など、現在様々な詳細な研究が続いています。

### (3) 知見を活かした新しい減容化技術の開発

本研究プロジェクトでは、30年後での放射性セシウムの減衰を考慮し、得られた知見を基に減容化のための新しい技術開発も検討しています。図3は、減容化法を考える上でのスキームの例です。風化黒雲母など粘土が主な吸着種である指定廃棄物の減容化を考えたとき、その粒径は1ミクロン以下である事が多く、粒度別に分画することが極めて有効であると考えられます(図3A.)。例えば、特に風化黒雲母の性質(粒度、比重、磁性など)を利用して取り出すことで、放射性セシウムは粒子に吸着したままで、効果的な減容を期待することができます。ただし、細粒の風化黒雲母がもっと大きな粒径の物質に取り込まれ、別の分画に取り込まれている可能性も実際の分離作業で確認されており、これについては現在検討が必要であると考えています。次に、さらに減容化が必要な場合、化学的な方法による除染から減容化を行う事などが考えられます。それには、風化黒雲母など粘土の

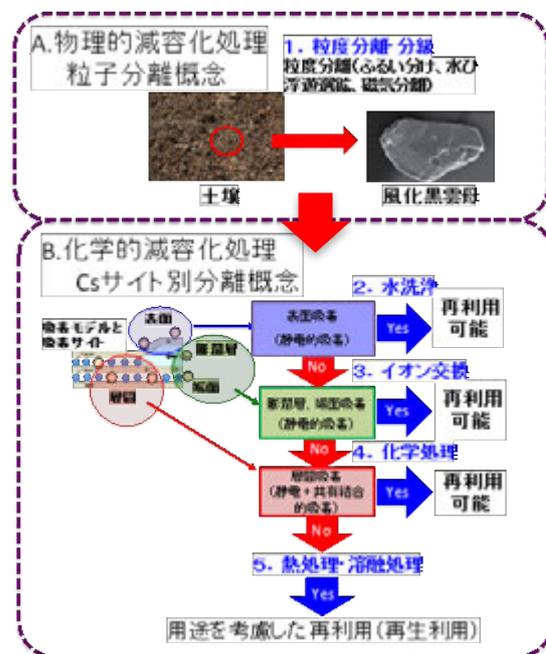


図3 風化黒雲母など粘土除去を想定した減容化に向けた判断スキーム

(注) 廃棄物には様々な成分が含まれており、様々な減容化が考えられるが、本スキームは、粘土などが主な吸着種である土壤系での減容化を想定したものである。

吸着サイトを想定した方法で検討が有効であると考えています。まず、図3B.として、2.の水洗浄、3.のセシウムと類似したカリウムなどを用いるイオン交換法などが考えられます。これらの方法は、土壤などに優しい方法で、材料を変質させることもなく、除染がうまくいけば、原理的には元の場所に戻すような再利用も考えられます。しかしながら、これらの方法は、事故から数年が経過した土壤においては、効果が薄いことも知られております。そこで、4.の酸や濃度の高い塩を用いる化学処理法が次に考えられます。特に我々のグループでは、濃度の濃い塩を用いる方法で、(2)で紹介した層を閉じることで安定化したときと逆の反応を利用して、層を開くことで放射性セシウムを取り出すという新しい方法を開発しています。これによれば、これまで酸による方法でも30%程度の除染効率しかなかったものが、80%近い効率で除染が可能になることが分かっています。この方法でも難しい場合は、熱をかけて粘土などを溶かす方法が考えられます。この方法は、非常にコストのかかる方法ではあり、実現にはまだ障害がありますが、そのコストの一番の問題である加熱温度を劇的に下げる新しい技術開発を実施しており、これまでの報告されている温度の半分程度の温度で100%近い除染効率が得られつつあります。

《参考文献》 [1] H. Mukai et al., "Speciation of radioactive soil particles in the Fukushima contaminated area by IP autoradiography and microanalyses", *Environ. Sci. Technol.* **87**, 13053 (2014).  
 [2] H. Mukai et al., "Cesium adsorption/desorption behavior of clay minerals considering actual contamination condition in Fukushima, submitted. (2015).  
 [3] R. Motokawa et al., "Mesoscopic structures of vermiculite and weathered biotite clays in suspension with and without cesium ions", *Langmuir* **30**, 15127 (2014).  
 [4] T. Yaita et al., "Cesium sorption mechanism on clay minerals based on the materials sciences using the synchrotron radiation and the first principle calculation", *Jpn. Soc. Syn. Rad. Res.* **27**, 315 (2014) in Japanese.

## 8-2 (2) 粘土鉱物へのセシウム吸脱着機構解明

### — 計算科学によるセシウム吸着機構解明への取組み —

システム計算科学センター シミュレーション技術開発室 町田 昌彦

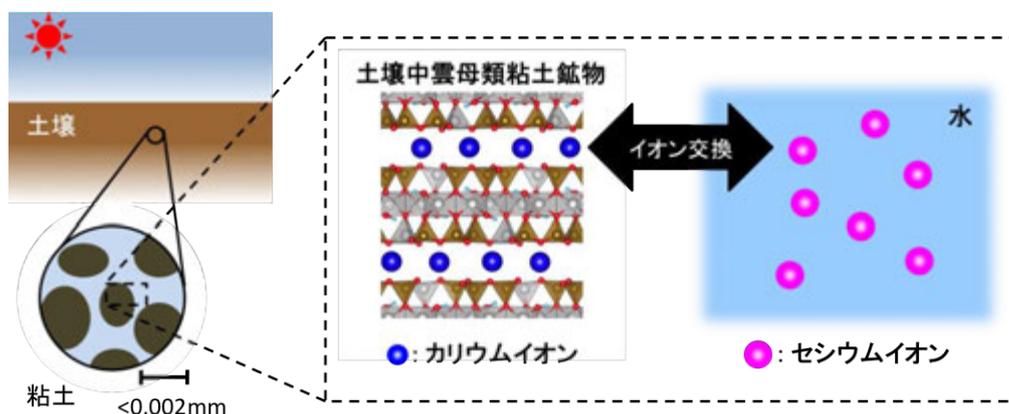


図1 層状構造を持つ雲母類粘土鉱物と水に溶けたセシウムイオンのイオン交換反応

雲母類粘土鉱物はシリコン、アルミ、酸素、水素から構成される層の間にカリウムイオンなどが挟まった層状の構造を取ります。環境中の水に溶けたセシウムイオンは、雲母類粘土鉱物のカリウムイオンとイオン交換反応を起こし、放射性セシウムが粘土鉱物に吸着されると考えられています。

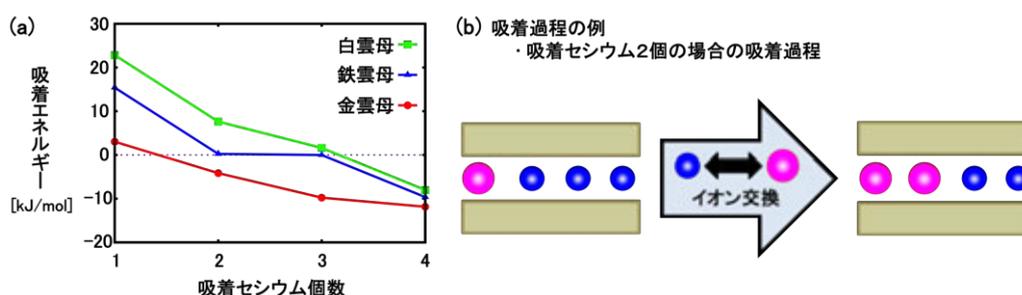


図2 雲母類粘土鉱物（白雲母、鉄雲母、金雲母）によるセシウム吸着エネルギーと吸着過程の例

(a) 雲母類粘土鉱物のうち、白雲母、鉄雲母、金雲母について、第一原理計算手法を用いて、セシウムの吸着エネルギーを評価した結果です。セシウムの吸着数が増えるほど吸着エネルギーが減少していることがわかります（減少するとより吸着しやすくなることを意味します。詳しくは本文参照。）。(b) 評価した吸着過程の例（左図 (a) にて吸着セシウム個数が2個の場合）です。

2011年3月に起こった東京電力(株)福島第一原子力発電所の事故により、放射性元素が環境中に放出されました。放出された放射性元素の中でも、放射性セシウム(主に $^{134}\text{Cs}$ と $^{137}\text{Cs}$ )は地表に広範囲に降下しましたが、 $^{137}\text{Cs}$ の半減期は約30年と長く、土壌粒子に強く吸着されるという性質から、環境への影響が将来どうなるかについて懸念されています。事実、事故から約4年経った現在でも、 $^{137}\text{Cs}$ の殆どは地表から10cm以内に留まっていることが知られており、住民の被ばくを低減するため、表土を剥ぐ方法等の除染によって実際に空間線量率の低下に成功しています。しかし、除染により発生した除去土壌は膨大な量となり、2,200万 $\text{m}^3$ にも上ると試算され[1]、除去土壌の減容化が新たな取り組むべき課題としてクローズアップされています。

#### (1) 粘土鉱物へのセシウム吸着過程

これまでの研究により、放射性セシウムは土壌中の粘土鉱物に吸着していることが知られていますが、より詳細に、粘土鉱物のどこにどのように吸着しているのか、原子レベルの詳細な知見は得られていません。地表に降

下した放射性セシウムは主にイオンとして水に溶けた形として、粘土鉱物に本来存在していたカリウムイオンなどとイオン交換反応を起こすことによって吸着したと考えられていますが(図1)、効率的かつ経済的な減容化手法の開発のためには、原子レベルの確かな知見が求められています。

これまで、地表に降下した放射性セシウムは広く一様に薄く分布するものと考えられ、土壌中の様々な粘土粒子に吸着しているものと考えられてきました。しかし、最近の研究によると、放射性セシウムは特定の雲母類粘土鉱物に集中して吸着していることが分かってきました[2]。また、最近の実験によると、水中でのセシウム濃度が高い場合、雲母類粘土鉱物は、特異な吸着挙動を示すことが報告されています[3]。雲母類粘土鉱物は、層状構造を有しており、層と層の間にセシウムが吸着することが知られていますが(図1)、全ての層間に広く均一に吸着するのではなく、幾つかの層を選んで連続して吸着することが分かってきました(図3)。実験は、実際の福島土壌に含まれている放射性セシウムの濃度よりも高濃度な条件下で実施されましたが、特異な吸着挙動を示

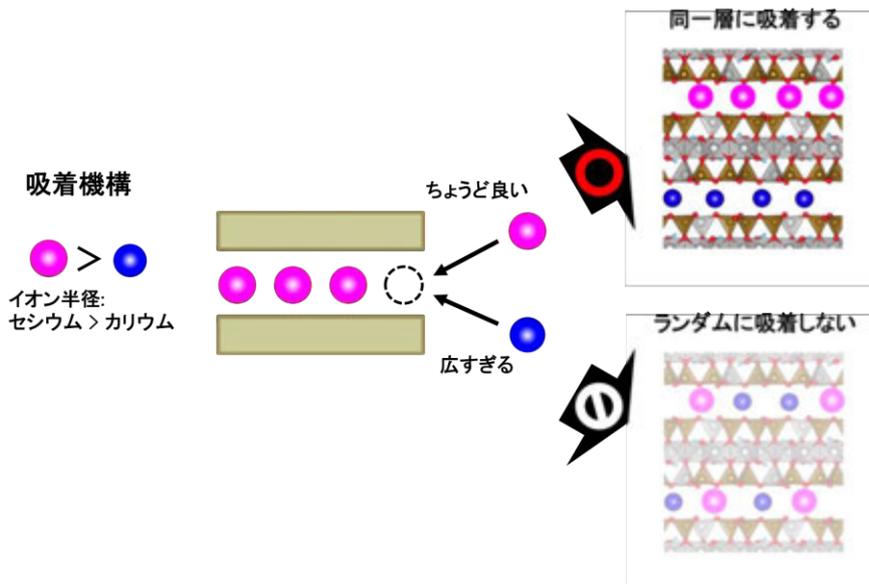


図3 特異な吸着挙動の機構とその結果起こること

計算結果(図2)から、実験で観測された特異な吸着挙動はセシウムとカリウムのイオン半径の違いに起因することがわかりました。セシウムのイオン半径はカリウムのもより大きいため、連続的吸着により雲母類粘土鉱物の層間が広がり、セシウムに丁度良い大きさとするため、同一層への集中的な吸着が実現すると考えられます。

す雲母類粘土鉱物の一つの重要な実験事実として注目され、その吸着のメカニズムの解明が求められていました。そこで、私たちは雲母類粘土鉱物をスーパーコンピュータ上でモデル化し、特異な吸着挙動を示した実験条件を模擬し、セシウムの層間における連続する吸着挙動に対して、第一原理計算手法と呼ばれる高精度な計算手法を用いて、セシウムの吸着エネルギーを評価しました。

## (2) 吸着挙動の解析評価結果

図2に吸着エネルギーの計算結果を示します。雲母類粘土鉱物としては、白雲母、鉄雲母、金雲母に対し、各々、吸着エネルギーを評価し、図2(b)に吸着セシウム個数とイオン交換反応の関係を示しました。図2(a)から、イオン交換によって吸着されたセシウムの個数が増えれば増えるほど、イオン交換に必要なエネルギーが低くなるということがわかります。吸着エネルギーが低いほど吸着しやすいことを表しますので、雲母類粘土鉱物はセシウムを吸着すればするほど、更にセシウムを吸着しやすくなることが分かります。

では、なぜ、このような傾向が表れるのでしょうか。私たちは、イオンと雲母類粘土鉱物の簡単なモデルを構築し、その原因がイオン半径と層間距離の関係にあることを明らかにしました(詳細は参考文献を参照)。図3に示したように、セシウムのイオン半径は、本来、雲母類粘土鉱物に存在していたカリウムのイオン半径よりも大きいため、最初は層間に入り込むために余分なエネルギーが必要です。しかし、次々とセシウムが層間に入り込んでいくと、層間距離がセシウムのイオン半径に適し

た長さになっていきます。このような過程を経ると、その層はセシウムを吸着しやすい層になると考えられます。このような吸着機構によって、観察や実験で見られたように、雲母類粘土鉱物では、複数の層に跨り、均一に吸着するのではなく、一部の層にのみまとまって吸着する理由が分かったのです。

## (3) まとめと今後の課題

このように、粘土鉱物とセシウムイオンのイオン交換反応をスーパーコンピュータ上でモデル化し、第一原理計算手法を用いて吸着エネルギーを評価することにより、実験で観測されたセシウムの特異な吸着挙動を説明することができました。この結果は、未だ謎の多い放射性セシウムの土壌による吸着現象の一端を明らかにしたのですが、このような知見を積み重ねることによって、福島土壌における放射性セシウムの吸着の全容を明らかにできるものと期待されます。福島で現在問題となっている多量の除去土壌の貯蔵管理や減容化処理に関わる研究開発は喫緊の課題です。しかし、これらの課題に取り組むためには、基礎的な研究を積み重ね、放射性セシウムの吸着状態を根本から明らかにすることが有用であると考えられます。特に、観察や実験だけでは明らかにすることが難しい吸着の機構などについては、最新の計算科学を援用することにより、理解が深まると考えています。今後は、より現実的な状況をモデル化し、福島土壌における放射性セシウム吸着の謎を解明していくことを目標にします。

【参考文献】・ M. Okumura, H. Nakamura, M. Machida, "Energetics of Atomic Level Serial Ion Exchange for Cesium in Micaceous Clay Minerals", *Clay Sci.* **18**, 53 (2014).

【引用文献】 [1] 中間貯蔵施設環境安全委員会(第1回)資料,

[http://josen.env.go.jp/chukanchozou/action/safety\\_commission/pdf/safety\\_commission\\_01\\_150413.pdf](http://josen.env.go.jp/chukanchozou/action/safety_commission/pdf/safety_commission_01_150413.pdf)

[2] H. Mukai et al., "Speciation of Radioactive Soil Particles in the Fukushima Contaminated Area by IP Autoradiography and Microanalysis", *Environ. Sci. Technol.* **48**, 13053 (2014).

[3] T. Okumura et al., "Direct observantion of cesium at the interlayer region in phlogopite mica", *Microscopy* **63**, 65 (2014).

# 9-1 (1) 被ばく評価

## — 個人線量評価に関する研究への取り組みについて —

福島環境安全センター 齋藤 公明

被ばく線量は住民の避難や帰還、除染等の放射線防護に関する対策の判断基準として用いられると共に、住民の方々が将来の生活を計画するための基本となる重要な情報です。東京電力福島第一原子力発電所事故(1F事故)においては、食品等に関する規制が迅速にとられたことから、内部被ばくに比べて外部被ばくが重要であると考えられてきました。外部被ばく線量評価法は(a)空間線量率(あるいはその元となる放射性核種沈着量)から推定する方法、(b)個人線量計を用いた測定による方法、に大別されます。(a)により得られる線量は一般的に精度が高くないことから、国では(b)により得られるデータに重点を置く方針を提示してきました。一方、(b)では将来を見越した被ばく線量評価に使えない等の問題点もあり、(a)もふくめて総合的に被ばく線量評価の研究を進める必要があります。原子力機構は、被ばく線量評価に関わる様々な研究を実施してきました。ここでは、外部被ばくに関連した研究についてまとめて紹介します。

### (1) 統計的な被ばく線量評価

空間線量率に基づきより正確な線量評価を行うために、個人の生活行動パターンを詳細に調査しこれを線量評価に活かす取り組みを行ってきました。2015年8月までに福島県の9市町村に在住の延べ約500名の方の協力をいただき、生活習慣データを聞き取り調査した結果を参考に空間線量率データから被ばく線量率を推定するとともに、個人にポケット線量計を所持していただき測定した個人線量の値と推定値との比較を行いました。

福島市内での測定対象者を、福島市役所、福島市老人クラブ、福島県建設業協会、JAふくしまの4グループに分類し、それぞれのグループ毎に解析を行いました。屋外の滞在時間は市役所や老人クラブでは少なく、特に市役所では平均で1日1時間以下でした。老人クラブは平均で1日2時間屋外に滞在していました。一方、建設業者及びJAに属する住民の屋外での平均生活時間はそれぞれ2012年2月から2013年1月まで1年間の調査で7.6時間と6.9時間でした。グループ毎に推定した個人線量の分布は対数正規分布に近い形を示しました。屋外での生活時間を反映して、建設業者及びJAの被ばく線量は高めの値を示しました。

個人線量計を用いた線量測定結果との比較によれば、屋内での活動が中心となる市役所等の協力者の個人線量分布はうまく再現することができましたが、屋外で活動するグループ特に建設業協会の個人線量分布に関しては傾向の違いが見られました(図1)。屋外作業者の被ばく状況についてはより詳細な調査が必要であることが示唆されました。

このように生活行動パターンを詳細に調査し、対応した場所に対応する空間線量率データを適切に使用して評価を行うことで、空間線量率に基づいて推定した被ばく線量分布の精度を大きく改善できることがわかりました。

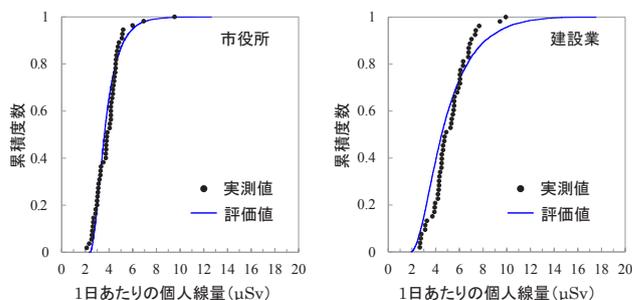


図1 統計的に推定した被ばく線量の分布と実測値との比較の例

### (2) 生活行動経路に着目した被ばく線量評価

帰還を予定している個々の住民の被ばく線量を現実的に推定するために、個人線量計による測定と空間線量率に基づく推定の間位置する新たな試みを始めました。

まず評価対象となる各住民に対して、帰還した時に予想される生活行動パターンを具体的に聞き取り調査します。この聞き取り調査では、自宅の寝室に何時間、居間に何時間滞在するか、職場へ向かう時にどのような手段で(自動車か徒歩か等)どの道を通るか、職場のどこで何時間働くか等、具体的な生活行動経路と滞在時間の聞き取り調査を行います。一人の人間に対して平日と休日を分ける等、数パターンの生活行動経路の聞き取りを行います。

次に、聞き取り調査を行った全ての場所をカバーするように、生活行動経路に沿って移動サーベイシステムKURAMAを用いた空間線量率の測定を行います。家屋内、その周辺、移動経路、職場、屋外での作業がある場合にはその場所等、生活行動の対象となる場所全てをカバーするように測定を行います。ただし、個人線量計と異なり、想定される住民の生活時間と同じ長さ滞在する必要はないので、個人線量計を使用した測定と比べて測定時間が大幅に縮小されることになります。

図2に生活行動経路に沿った空間線量率の変化の測定例を示します。測定した空間線量率と滞在時間を掛け合わせて24時間にわたって積算することで1日の被ばく線量を推定します。平日と休日の日数を考え、年間の被ばく線量を評価します。実測される周辺線量当量から成人の実効線量を評価するには後述する線量換算係数を用います。

26年度に実施した解析結果によれば、家屋周辺の空

間線量率が  $0.23\mu\text{Sv/h}$  よりも高い場合でも、被ばく線量は  $1\text{mSv}$  程度に収まるケースが複数あることが示されました。また、どの場所でどれくらい被ばくしたのか、被ばくの内容についても詳細に知ることが可能となりました。

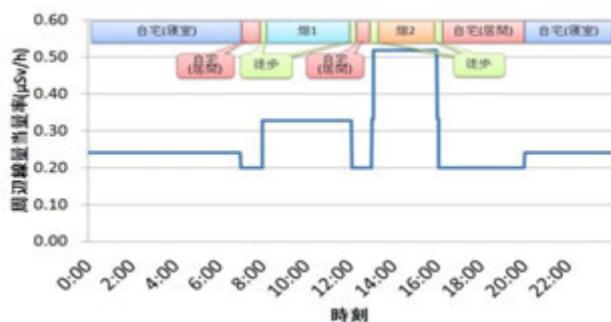


図2 生活行動経路に沿った空間線量率の測定例

### (3) 線量評価のための基礎データ

#### i) 線量換算係数の開発

環境中での被ばく線量(実効線量)を、空間線量率や放射性核種沈着量から計算するための線量換算係数をシミュレーションにより開発する研究を行ってきました。事故等により環境中に広く放射性核種が分布した状況を想定し、線源から放出されたガンマ線が環境中を移動する過程で受ける吸収・散乱の結果生じる、環境ガンマ線のエネルギー分布や方向分布を詳細に考慮した被ばく計算を行っています。最近、国際放射線防護委員会(ICRP)が公表した年齢別の人体モデルを用い、年齢別の線量換算係数を開発しました。現在この結果をICRPの報告書の中に集約するための作業が進行中であり、今後標準的な換算係数として使われていくことが期待されます。

#### ii) 個人線量計の応答の研究

放射線医学総合研究所と協力し、環境中で個人線量計を用いて測定した値と空間線量率との関係を明らかにしました。1F事故以降の個人線量測定に用いられてきた線量計は、本来施設内での被ばく線量評価のための線量計であり、環境中の被ばくに対してどのような応答を示すのか明らかではありませんでした。福島の実環境での実測並びに環境を模擬した校正線源場での実測の結果から、個人線量計を用いた測定値が環境中においても実効

線量を適切に安全側に評価することが、広く使用されている複数の個人線量計に対して実証されました。このことにより、事故以降行われてきた多数の個人線量測定が適切な結果を与えてきたことが確認された意義は大きいと考えられます。

#### iii) 家屋の線量低減効果の解明

家屋による線量低減効果は被ばく線量評価における重要な基礎データです。0.4という値が線量低減係数として用いられていますが、この値の持つ意味については十分な議論が行われてきませんでした。原子力機構では、福島県内の多数の一般家屋を対象として屋内と屋外の線量率を測定し、その線量低減効果の特徴を調査しました。

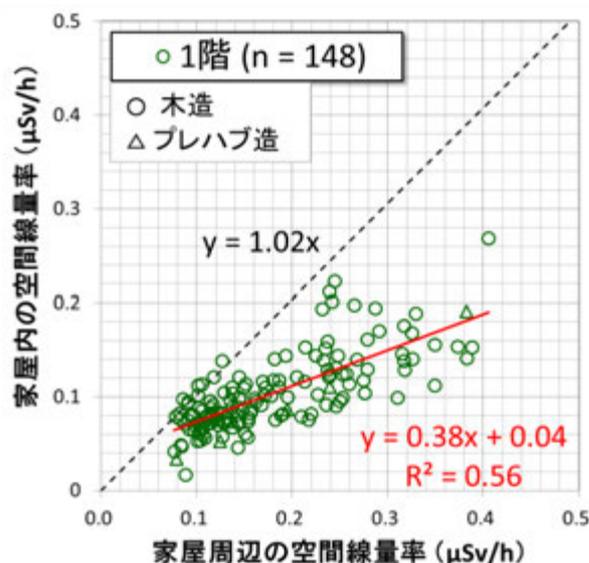


図3 福島県の比較的空間線量率が低い地域に位置する家屋における家屋内外の空間線量率の関係

図3にその結果を示しますが、低線量率地域では自然放射線の影響を分離して考える必要があること、自然放射線の影響を除くと線量低減係数の平均値は0.4に近い値となること、ただし個々の線量低減係数は状況により広い範囲で変動することが明らかになりました。

本研究は、内閣府からの受託事業及び原子力規制庁からの受託事業の成果の一部を含みます。

《参考文献》

- ・ 高原省五, 他, "福島第一原子力発電所事故後の汚染地域における外部被ばく線量の決定論的評価手法の開発", JAEA-Research 2014-024 (2014). <http://jolissrch-inter.tokai-sc.jaea.go.jp/pdfdata/JAEA-Research-2014-024.pdf>
- ・ 日本原子力研究開発機構, 原子力規制庁委託事業, "平成26年度東京電力(株)福島第一原子力発電所事故に伴う放射性物質の長期的影響把握手法の確立事業成果報告書", (2015). <http://fukushima.jaea.go.jp/initiatives/cat03/entry07.html>
- ・ D. Satoh, et al., "Age-dependent dose conversion coefficients for external exposure to radioactive cesium in soil", J. Nucl. Sci. Technol. DOI:10.1080/00223131.2015.1021286 (2015). <http://www.tandfonline.com/doi/pdf/10.1080/00223131.2015.1021286>
- ・ K. Saito, et al., "Effective dose conversion coefficients for radionuclides exponentially distributed in the ground", Radiat. Env. Biophys. 51, 411 (2012).
- ・ 放射線医学総合研究所, 日本原子力研究開発機構, "東京電力(株)福島第一原子力発電所事故に係る個人線量の特性に関する調査"の追加調査 - 児童に対する個人線量の推計手法等に関する検討" (2015). [http://www.nirs.go.jp/information/event/report/2015/03\\_16/houkokusho5.pdf](http://www.nirs.go.jp/information/event/report/2015/03_16/houkokusho5.pdf)
- ・ 日本原子力研究開発機構, 原子力規制庁委託事業「平成25年度東京電力(株)福島第一原子力発電所事故に伴う放射性物質の長期的影響把握手法の確立事業」成果報告(2014). <http://fukushima.jaea.go.jp/initiatives/cat03/entry06.html>

## 9-1 (2) 被ばく評価

### — $^{137}\text{Cs}$ 汚染土壌の摂取による被ばく線量の評価 —

安全研究センター 放射線安全・防災研究グループ 高原 省五、石崎 梓、飯島 正史  
京都大学大学院 池上 麻衣子、米田 稔、近藤 均、島田 洋子、松井 康人

放射性物質の経口摂取を通じて生じる内部被ばくは、社会的関心の高い被ばく経路の一つとなっています。この経路からの被ばくは、放射性物質で汚染された飲食物の摂取のほかに、土壌の摂取によっても生ずる可能性があります。特に、屋外で子供が遊ぶ場合など、不注意によって土壌を摂取することが考えられることから、子供を持つ住民の不安感を払拭するためにもこのような被ばく経路からの線量について情報提供することが求められています。

土壌の直接摂取による被ばく線量を評価するためには、(i) どのくらい土壌を摂取するのか(摂取量)、(ii) どのくらいの頻度で摂取するのか(摂取頻度)、そして最後に、(iii) 摂取した放射性物質のうち人体に吸収される割合はどのくらいなのか(吸収率)を明らかにしなければなりません。これらのうち、土壌の摂取量及び摂取頻度については、重金属等で汚染された土壌から公衆を防護するために定められた国の報告書 [1] に勧告値が記載されています。しかし、放射性セシウム汚染土壌からの吸収率について、日本の土壌を用いてこれを評価した事例は知られていませんでした。

そこで、本研究では、土壌の直接摂取による被ばくの程度を明らかにするために、2つのことを実施しました。第一に、消化器系を模擬した実験を行い、放射性セシウム汚染土壌からの人体における吸収率を評価しました。第二に、この吸収率と国の勧告をもとに、不注意により子供が放射性セシウムで汚染された土壌を摂取したことを想定して被ばく線量を評価しました。

#### (1) 人体を模擬した抽出実験

本研究では、胃及び小腸を模擬した抽出実験の一つである生理学的抽出実験 (PBET) を行いました [2,3]。PBET では、胃と小腸での消化・吸収を再現するために、酵素等を用いて胃と小腸の模擬消化液を作成します。人工胃液は、純水 1 L にペプシン 1.25 g、クエン酸水和物 0.5 g、リンゴ酸 0.5 g、乳酸 0.42 ml、酢酸 0.5 ml を加えて作成しました。ここで、人工胃液の pH が低くなるほど吸収率は高くなると報告されているので、保守的な評価となるように胃液の pH は 1.3 (空腹時想定) に調整しました。人工胃液を加えた試料を 37°C で 1 時間、100 rpm で振とうした後、小腸での消化を模擬するため、透析膜セルロースチューブに炭酸水素ナトリウムと脱イオン水を加えて pH を 7 に調整し、胆汁末 1.75 mg/mL とパンクレアチン 0.5 mg/mL を加えて 4 時間静置しました。その後、3000 rpm で 10 分間遠心分離し、シリンジフィルター (0.45  $\mu\text{m}$ ) で濾過して PBET 抽出液としました。また、抽出実験では、消化液とそこに投入する試料の比 (固

液比) が重要になります。ここでは、PBET で標準的な値として固液比を 1% にして実験を行いました。

また、実験には、福島県伊達市霊山こども村内の未除染地点において、2014 年 9 月に採取した土壌試料を用いました。表面土壌をおよそ 1.5 cm の深さで採取して十分に乾燥させた後、100  $\mu\text{m}$  のふるいで 6 時間振とうして 100  $\mu\text{m}$  未満の土壌試料としました。これは、手に付着する土壌粒子の大きさが 100  $\mu\text{m}$  未満で支配的であるとの報告に基づいています [4]。土壌試料中に含まれる  $^{137}\text{Cs}$  濃度の測定結果を表 1 に示します。分級によって粒径の小さな粒子が集まることで、質量当たりの放射能が高くなるので、線量評価においてはこの濃度の上昇を考慮する必要があります。

生理学的抽出実験の結果を図 1 に示します。胃での吸収率は 7.8%  $\pm$  0.7%、小腸での吸収率は 5.4%  $\pm$  1.0% となりました。過去に、他国の土壌試料に対して、他の生体内実験又は生体外実験が行われた結果によると、人体での吸収はおおよそ数% から十数% の範囲となっており、本研究に近い結果となっていました。

表 1 土壌試料中の  $^{137}\text{Cs}$  濃度の測定結果

土壌粒子をふるいに掛けて粒径の小さな粒子を集めると、土壌質量当たりの表面積が大きくなるので、セシウムの吸着面が大きくなることによって、分級前 (A) よりも分級後 (B) の方が試料中の濃度が高くなります。

試料番号 (1)	土壌中 $^{137}\text{Cs}$ 濃度 (Bq/kg) <sup>(2)</sup>		pH	有機物 含有量	B/A
	A 分級前	B 分級後 <sup>(3)</sup>			
1	51,800	156,000	5.3	13%	3.0
2	71,600	181,000	5.1	14%	2.5
3	67,300	174,000	5.0	13%	2.6
4	57,300	155,000	5.1	13%	2.7
5	37,400	98,600	5.1	15%	2.6
6	32,500	66,700	5.2	14%	2.1

(1) 試料は全て未除染地点で採取した。(2) 乾土に対する濃度、なお、測定結果は土壌採取日時(2014年9月11日)の値に補正してあります。(3) 100  $\mu\text{m}$  のふるいで分級した後の値。

#### (2) 汚染土壌の直接摂取による被ばく線量の評価

本研究によって得られた吸収率を用いて、子供(1歳児)に対する汚染土壌の直接摂取による被ばく線量を評価しました。汚染土壌を摂取して被ばくに至るシナリオとして、子供の手に付着した汚染土壌を不注意によりそのまま経口摂取するというシナリオを想定しました。

東京電力福島第一原子力発電所事故 (以下、1F 事故)

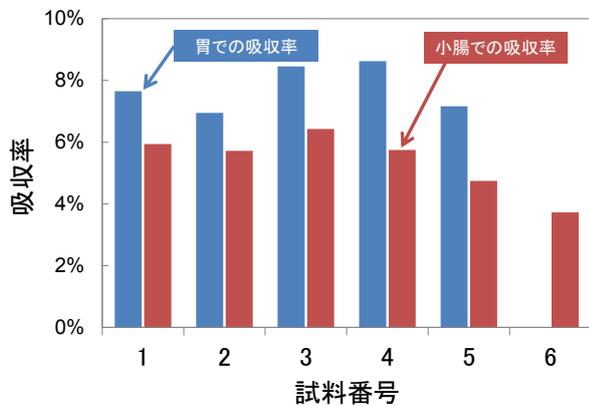


図1 胃及び小腸での生理学的抽出実験の結果

胃と小腸を模擬した消化液中での汚染土壌からの抽出実験（生理学的抽出実験）の結果。胃での吸収率は7.8% ± 0.7%、小腸での吸収率は5.4% ± 1.0%となりました。この結果からもわかるように、汚染土壌を摂取しても、その土壌に付着している放射性セシウムが全て吸収されるわけではありません。

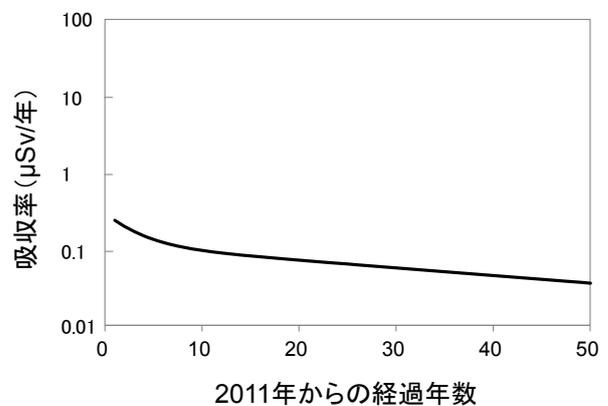


図2 汚染土壌の直接摂取による被ばく線量評価の結果

子供の手に付着した汚染土壌を誤ってそのまま摂取することを想定した評価結果です。伊達市の平均的な汚染濃度の土壌を、毎日200 mg ずつ摂取した場合の線量を評価しました。評価では土壌の細粒化に伴う高濃度化と人体での吸収率を考慮しました。

後の経過時間を  $t$  とした場合に、期間  $t_1$  から  $t_2$  における被ばく線量  $D_{soil}$  は次の式で評価できます：

$$D_{soil} = \int_{t_1}^{t_2} SI \cdot A(t) \cdot f \cdot BA \cdot k \cdot dt$$

ここで、 $SI$  は1日当たりの土壌摂取量 (kg/日)、 $A(t)$  は事故後の経過時間  $t$  における土壌中  $^{137}Cs$  濃度 (Bq/kg)、 $f$  は細粒化に係る濃縮係数、 $BA$  は吸収率、 $k$  は摂取量を実効線量に換算する係数 (Sv/Bq) とします。

土壌摂取量は、土壌汚染リスク評価に関する技術的事項を定めた「土壌汚染対策法に係る技術的事項について」[1] をもとに子供に対する値として200 mg/日としました。土壌中  $^{137}Cs$  濃度は、航空機モニタリングの結果をもとに2013年11月時点での伊達市の平均値で  $8.66 \times 10^2$  Bq/kg としました。細粒化に伴う高濃度化の係数  $f$  には、本研究での調査結果から2.6を用いました。吸収率については、人体における吸収の大部分が小腸を通じて行われるため、本研究で得られた結果のうち、小腸での平均値5.4%を利用しました。摂取量を実効線量に換算する係数には国際放射線防護委員会 (ICRP) の Publ. 72 [5] を参照して子供 (一歳児) に対して  $1.2 \times 10^{-8}$  (Sv/Bq) を用いました。

1F事故後の各一年間に対して  $D_{soil}$  を評価した結果を図2に示します。1F事故後の長期にわたって、 $^{137}Cs$  で汚染された土壌の直接摂取による被ばく線量は1年当たり  $1 \mu Sv$  未満となりました。ただし、事故直後及び数年

間は他の短半減期核種や  $^{134}Cs$  の寄与が考えられる点に注意が必要となります。 $^{134}Cs$  の線量換算係数は子供 (一歳児) に対して  $1.6 \times 10^{-8}$  (Sv/Bq) であり  $^{137}Cs$  とほぼ同程度であるので、 $^{134}Cs$  が  $^{137}Cs$  と同濃度で土壌中に存在する場合、図2のおよそ2倍程度が  $^{134}Cs$  と  $^{137}Cs$  を合計した被ばく線量となります。 $t$

本評価は線量を実際よりも低く評価することのないように、以下のような仮定のもとで評価しています：(1) 土壌摂取量は日本で行われた調査結果の95%値に基づいて定められていること、(2) 土壌摂取頻度を毎日と仮定していること、(3) 吸収率の評価において空腹時を想定して胃のpHを設定していること。したがって、実際の被ばく線量よりも高めの評価結果になっていることに注意してください。これらの保守的な仮定に基づく今回の評価結果を踏まえると、結論として、子供が砂遊びをするなどして土壌を摂取したとしても、一年間での被ばく線量は  $1 \mu Sv$ /年未満になると考えられます。

なお、今回の評価では、(1) 吸収率が土壌の質によって変動すること、(2) 吸収率が土壌と汚染物質の結合状態の長期的な変化により変動する可能性があること、(3) 土壌の汚染濃度は空間的に変動が見られること、(4) ウェザリングや地中方向への拡散などの核種移行による濃度の減衰を考慮していないことから、評価には多くの不確実な点があると考えられます。これらの不確実な点を解明するためには、今後も調査と研究を継続して多様な土壌を用いて実験を行っていく必要があります。

《参考文献》 ・ 高原省五ほか, "放射性セシウム汚染土壌からの消化器系吸収率について", 第21回地下水・土壌汚染とその防止対策に関する研究集会講演集, 505-510 (2015).

《引用文献》 [1] 中央環境審議会, 土壌汚染対策法に係る技術的事項について (答申), 平成14年9月20日.

[2] M.V. Ruby, et al., "Estimation of Lead and Arsenic Bioavailability Using a Physiologically Based Extraction Test" *Environ. Sci. Technol.* **130**, 422 (1996).

[3] M.R. Cave, et al., "Measurement of the Bioaccessibility of Arsenic in UK Soils", *Environment Agency*; 108 p. R&D Technical Report P5-062/TR02 (2003).

[4] M. Ikegami, et al., "Effect of Particle Size on Risk Analysis of Direct Soil Ingestion and Metals Adhered to Children's Hands at Playgrounds" *Risk Anal.* **34**, 1677 (2014).

[5] ICRP, "Age-dependent Doses to the Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Coefficients", *ICRP Publication 72, Ann. ICRP 26 (1) (1995)*.

## 9-1 (3) 被ばく評価

### — 全身カウンタ (WBC) による測定と結果の評価 —

福島環境安全センター 放射線計測技術グループ 武石 稔、三枝 純、江尻 明、山崎 巧、吉田 直昭、富田 剛、本多 英次、小沼 良一、永作 克彦、廣原 武臣、塩谷 崇

東京電力福島第一原子力発電所事故に伴う住民の方々の内部被ばく検査は、事故直後の2011年3月下旬に原子力災害対策本部が実施した甲状腺への放射性ヨウ素蓄積量に関するスクリーニング検査に始まりました。その後、福島県が中心となり、住民を対象とした全身カウンタ(ホールボディカウンタ;以下WBCと呼びます。)を用いた体内放射能の測定(以下、この業務を「県民WBC調査」と呼びます。)が実施され、2015年度も継続した検査を行っています。その状況を報告致します。

#### (1) 原子力機構における「県民WBC調査」

原子力機構における「県民WBC調査」は、2011年7月から開始され、2015年9月末までに延べ約8万5千人の方々の測定を終えています(表1)。この測定において、当初は東海村の拠点に設置されている据置型WBCや緊急時用WBC車を用いましたが、2013年3月からは、福島の環境回復活動に係る職員等のために新たに整備したWBC車2台を投入しました(図1)[1][2]。



図1 WBC車

WBC車での測定には、WBCの他、衣服等に付着した放射性セシウムが体内に摂取されたものであるとの誤った測定を防止するため、専用の体表面モニタも装備しております(図2)。このモニタにて身体に汚染が付着していないことをアルファ線、ベータ線の測定により確認します。その後、立位型WBCにて体内から放射されるガンマ線を測定します(図3)。



図2 体表面モニタ



図3 立位型WBC

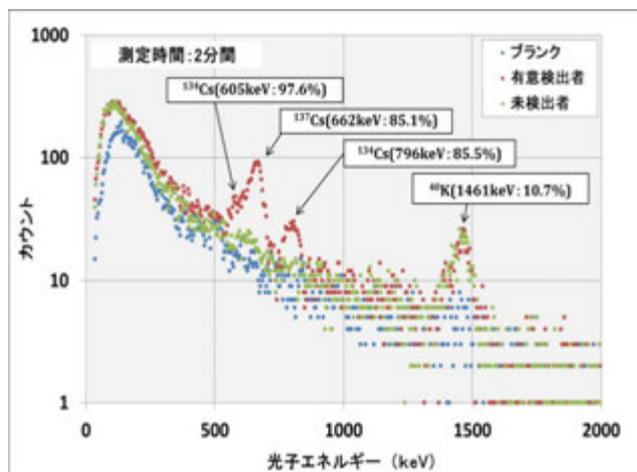


図4 WBCによるガンマ線スペクトル(測定例)

測定結果は、図4に示すようなガンマ線スペクトルが得られます。なお、NaI(Tl)シンチレータ検出器を用いていますので幅の広い山形のピークとなります。

この山形のピークの位置が放射性核種から放射されたガンマ線のエネルギーを示します。図4の赤色の○印は<sup>134</sup>Csと<sup>137</sup>Csが検出された有意検出者の例を示します。これに対して未検出者では<sup>134</sup>Csと<sup>137</sup>Csのピークが見られません。ただし、未検出者であっても<sup>40</sup>Kのピークが見られますが、これは体内に存在する天然の放射性カリウムによるもので、概ね3000~6000Bqの範囲でした。

なお、2015年度は、福島県内1台、東海村原子力機構展示館前1台のWBC車を用いて検査を実施しています。

#### (2) 内部被ばく評価及び結果

事故直後に検出下限値を超えて測定された主な原因は、放射性物質を含む空気を呼吸したことによる吸入摂取によるものと推定されました。そこで2011年7月から2012年1月までの検査は、「WBCで測定された体内の放射性物質は、放出が始まった2011年3月12日に吸入摂取したものが時間の経過とともに物理的に減衰したものと人体の代謝とともない生物学的に減少したものとする保守的(過大)な仮定」のもとで実効線量<sup>2)</sup>を評価しました。2011年度に原子力機構が実施した「県民WBC調査」にて測定を受けられた方は約1万4千5百人ですが、このうち99.8%の方の内部被ばくに係る実効線量は1mSv未満でした。1mSvを超えた方が0.2%おりましたが、最大の方の実効線量でも3mSvでした。また、2012年度以降1mSvを超える方は見られなくなりました(表1)。

なお、代謝により体内の放射性セシウムが半分になるまでの時間を生物学的半減期と呼びますが、成人で約3

カ月、子供で約1～2カ月とされています。2012年初めには測定結果の殆どが検出下限値を下回るようになり、事故直後に吸入摂取したとする評価は実態にそぐわなくなりました。わずかに検出下限値を上回った方にお伺いすると、食品を通した経口摂取の可能性が推察されました。そこで2012年2月以降の評価は、日常的な経口摂取を仮定した方法に切り替えました。すなわち、2011年3月12日から測定日前日まで、毎日放射性セシウムを同量ずつ経口摂取したと仮定した場合の当該1年間の実効線量を評価しています。現在、市場に流通している食品は事前に検査されており、検出下限値をわずかに上回る程度の測定結果が得られた場合は、市場を通さない経路での摂取の可能性が高く、一時的な摂取と考えられますが、保守的な評価方法として日常的摂取での評価が採用されました。現在もこの評価方法を継続しています。

### (3) 分かりやすい説明

原子力機構は、この「県民WBC調査」において、実際に県民の皆様の体内放射能を測定するだけでなく、「内部被ばく検査におけるQ&A」集の作成、受検者等を対象としたコールセンターを設け電話相談を行ってきました。また、福島県内の市町村、保健所等のWBC検査技師の方々から寄せられる測定方法、装置の維持管理、測定結果の評価、通知・記録等に関する質問に対して技術的助言を行っています。

### (4) 測定技術の向上

また、原子力機構では、WBC検査の信頼性を向上させるため種々の検討を実施してきました。原子力機構が所有しているWBCは、職業人として成人用に整備され

ていたことから、当初は4歳児未満の幼児の測定は困難でした。このため幼児を模擬したファントム（ブロック状の線源を組み合わせ人型にした線源）での特性試験を実施し、その結果から専用の椅子を用いて幼児を検出器の測定視野に入れるなどにより測定を可能にしました。

また、検出器としてNaI(Tl)シンチレータ検出器を用いていますので、<sup>134</sup>Csの605 keVのエネルギーに近い609 keVのガンマ線を放出する天然放射性核種(<sup>214</sup>Bi)が、空気中などから衣服や身体へ付着し、<sup>134</sup>Csが存在しないにも関わらず誤って検出される事例が見受けられました。これを判定するため天然核種の影響を調査するとともに判定のアルゴリズムを整備したり、湿度を調整し静電気の発生による衣服、身体等への付着を低減化するなど、測定結果の信頼性向上に努めました[3]。

### (5) 結果の報告と公開

「県民WBC調査」での測定結果はご本人へ通知するほか、福島県へも報告しています。福島県は、原子力機構が実施した結果も含めて、全体の結果を取りまとめ、ホームページ等で定期的に公開しています[4]。

本研究には、福島県保健福祉部からの受託研究「ホールボディカウンター(WBC)検査による福島県民健康調査支援業務」の成果の一部が含まれます。

注) 一般公衆の方の内部被ばく線量は、成人については50年間、子供や幼児については70歳までの間に受ける線量を総計した預託実効線量にて評価しますが、本項では単に「実効線量」と表記しました。

表1 原子力機構におけるホールボディカウンター(WBC)による県民健康調査における測定結果

	受検者数			実効線量	
	18歳未満	18歳以上	総数	<1mSv	≥1mSv
2011年度(2011年7月～)	9,738	4,810	14,548	14,525	23
2012年度	20,955	5,540	26,495	26,495	0
2013年度	14,865	5,888	20,753	20,753	0
2014年度	21,310	421	21,731	21,731	0
2015年度9月末まで	752	961	1,713	1,713	0
合計	67,620	17,620	85,240	85,217	23

《引用文献》 [1] C. Takada, et al., "Evaluation of Internal Exposure of the Workers and the Residents Caused by the Fukushima Nuclear Accident", Proceedings of The 13th International Congress of the International Radiation Protection Association, (2012). <http://www.irpa13glasgow.com/information/downloads/> (File P12.22.doc).  
 [2] T. Momose, et al., "Whole-body Counting on Fukushima Residents after the TEPCO Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Accident", NIRS-M-252 (2012). p67-82  
 [3] 寺門義則 他, "WBC測定における天然放射性核種の影響", 日本保健物理学会第47回研究発表会要旨集, p125 (2014).  
 [4] 福島県, 「ホールボディカウンターによる内部被ばく検査 検査の結果について」: <https://www.pref.fukushima.lg.jp/sec/21045b/wbc-kensa-kekka.htm> (2015年11月閲覧)

# 9-2 (1) 福島県除染推進活動

## — 平成 26 年度 国等への支援：概要・実績 —

福島環境安全センター 環境回復推進グループ 川瀬 啓一、吉村 修一、北野 光昭、渡邊 雅範、寺川 友斗、菊池 四朗

福島環境安全センターにおいて、環境省などが進める除染活動に対する様々な技術支援を行っています。その活動内容について紹介します。

ばん館、飯館村菊池製作所及び葛尾村役場周辺でも線量率の低下割合が第 5 回調査以降に大きくなっており、同様に本格除染の効果が現れていると考えられます。

### (1) 除染効果の維持確認調査

環境省の要請により、除染作業後に除染の効果が維持されているかどうかを調べるため、平成 23 年度に除染モデル実証事業を実施した地区のうち、14 地区を対象として空間線量率の追跡調査を行いました。平成 26 年度は、4 回の調査を実施（第 6 回調査：平成 26 年 3 月～4 月、第 7 回調査：平成 26 年 6 月～7 月、第 8 回調査：平成 26 年 9 月～10 月、第 9 回調査：平成 26 年 11 月～12 月）し、除染直後及び平成 24 年 10 月に実施した第 1 回調査の測定結果との比較を行いました。なお、第 9 回調査では、対象地区を 1 地区追加し、15 地区の調査を実施しました。

調査は、事前に設定した定点での空間線量率の測定と歩行モニタリング・マッピング測定装置（ガンマプロッタ H）による歩行サーベイの 2 つの方法で実施しました。定点測定の結果、第 9 回の調査時点で平均の空間線量率が最も高かったのは大熊町水沢地区で  $12.8\mu\text{Sv/h}$ 、最も低かったのは楡葉町南工業団地の  $0.15\mu\text{Sv/h}$  でした。図 1 に示す通り、第 1 回調査の空間線量率を基準としたときの各地区の平均の空間線量率の推移は、14 地区全てで第 1 回の調査以降連続して低下しており、除染の効果が維持されていることが確認できました。



第 1 回調査 (2012 年 11 月 5 日測定)



第 9 回調査 (2014 年 12 月 4 日測定)

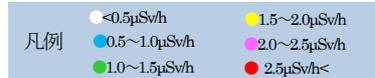
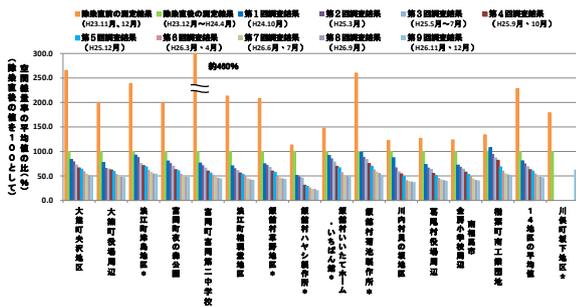


図 2 除染効果の維持確認調査 (ガンマプロッタ H の結果の例)



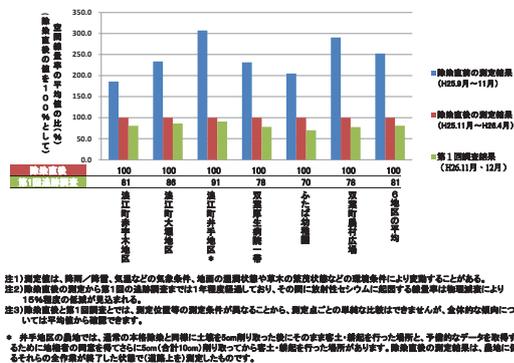
\*：茨城県東海地区、飯館村及び川俣町坂下地区の除染直後の測定結果については、積雪の影響を受けて測定値が低めとなっている可能性があります。  
 注1) 調査数は、調査年、調査区などの異なる場合、各調査の調査区単位での調査結果により表示することがあります。  
 注2) 除染直後の調査から第9回の追跡調査までは2年9ヶ月経過後の調査であり、その間に放射性セシウムに起因する線量率は物理減衰により約65%程度の減衰が見込まれます。

図 1 除染効果の維持確認調査 (定点測定の結果)

また、第 1 回調査から第 9 回調査の空間線量率(平均値)の変化割合(以下、「線量比」という。)を同期間の放射性セシウム物理減衰計算値(ウエザリング効果なしで計算)と比較すると、後者が約 65%に低下するのに対し、各地区の線量比はそれよりも低い値を示していました。線量比が特に大きい飯館村ハヤシ製作所、楡葉町南工業団地、川内村員の坂地区の 3 地区では調査地区及びその周辺でこれまでに実施された本格除染の効果が現れていると考えられます。また、飯館村いいたてホーム・いち

図 2 に示すように、ガンマプロッタ H による測定結果においても、第 1 回調査時と比べ、第 9 回調査の空間線量率が面的に低くなっていることが確認できました。

これらの調査の結果、各地区の空間線量率の平均値は、第 1 回調査から継続して低下しており、除染の効果は概ね維持されていることが確認できました。また、第 1 回調査の空間線量率を 100%としたときの第 9 回調査時の線量比は、放射性セシウムの物理減衰計算値が約 65%であるのに対し、14 地区の平均値は約 60%となりました。一方、第 9 回調査で初めて調査を行った川俣町坂下地区では除染直後から第 9 回調査間の放射性セシウムの物理減衰を考慮した値が約 55%であるのに対し、調査結果では約 60%であり、物理減衰より線量比の低下が少ない結果でした。この要因としては、この地区の除染直後の線量率測定が平成 24 年 2 月に行われており積雪の影響で除染直後の線量率を低めに評価している可能性や、比較した測定点の地目や位置の違い(例：道路中央と路側帯)が影響していると考えられます。



(1) 定点測定の結果



(2) ガンマプロットHでの測定結果例

図3 帰還困難区域における除染モデル実証事業エリア継続モニタリング調査結果

## (2) 帰還困難区域における除染モデル実証事業エリア継続モニタリング調査

環境省の要請により、平成25年度に帰還困難区域における除染モデル実証事業を実施した浪江町、双葉町の6地区を対象として、除染の効果が維持されていることを確認するために空間線量率を調査し、除染直後測定結果との比較を行いました。この調査は、第9回の除染効果の維持確認調査(平成26年11月～12月)に並行して、事前に設定した定点での空間線量率の測定とガンマプロットHによる歩行サーベイの2つの方法で実施しました。

今回の第1回調査時点で空間線量率(平均値)が最も高かった地区は、双葉町農村広場で4.99 $\mu$ Sv/h、最も低かったのはふたば幼稚園の2.23 $\mu$ Sv/hでした。図2に示す通り、除染直後の平均の空間線量率を100%としたときの空間線量率(平均値)の推移を比較すると、除染直後と第1回調査間の線量比は約80%で、同期間の放射性セシウムの物理減衰を考慮した値の約85%より低い値でした。また、ガンマプロットHによる測定でも、未除染エリアに比べて空間線量率が低いことを示す結果が得られました。

これらの結果から、除染の効果が概ね維持されていることが確認されました。

## (3) 国直轄除染工事に係る技術支援

本格除染事業においては、実際の除染作業の前に各除染対象(農地、住宅、森林等)に適した除染方法(表土の剥ぎ取り、拭き取り、高圧洗浄等)を決定するための試験施工が行われています。

機構は、環境省の要請に基づき、平成26年度に富岡町で実施された6回の試験施工への立会いを行い、機構独自の放射線測定( $\beta$ 線成分の測定)により表面に存在する放射性セシウムの有無を確認することで除染効果の

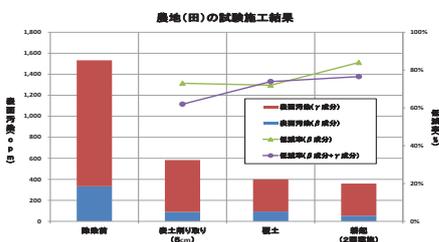


図4 試験施工の評価結果の例

評価を行いました(図4)。これらの評価結果については、適宜環境省への報告を行い、受注者の測定結果と合わせて本格除染工事における施工条件の決定に活用されました。

## (4) その他の除染試験等の技術支援

### 1) 除染技術実証事業に係る技術支援

今後の除染や汚染廃棄物の処理、中間貯蔵等の事業に役立てることを目的とした新しい除染技術の確立に向けた環境省の除染技術実証事業が、平成26年度も実施されました。この実証事業に対して、環境省の要請に基づき、中立的・公平かつ除染技術に関して高い知見を有した立場から、新技術の選定に係る技術的な支援、実証試験の実施に係る技術的な助言、実証試験への立会いなどを行いました。また、実証試験の結果に対して、除染効果や減容率、除去物発生量、実用化の課題等などの評価の妥当性の確認を行うなど、評価の取りまとめに関する技術的な支援を実施しました。

### 2) 福島県市町村除染技術支援事業対応

福島県が、県内の市町村が実施する除染作業の推進に資することを目的として実施した「平成26年度福島県市町村除染技術支援事業」のうち、「住宅除染等における効果的な測定技術の検証」に機構が開発したガンマプロットHを提供して参加し、検証試験への協力を行いました。

検証試験の結果、歩行速度が1.0 m/sの場合、線量の高低に追従したことから、高線量箇所がおおまかにどの辺りに分布しているかの一次スクリーニングに適しているとの検証結果となりました。一方で、歩行速度0.5 m/s以下の場合、線量の高低と位置ともに除染関係ガイドラインに示されたサーベイメータを用いた測定法に非常によく追従するとの検証結果となりました。この結果については、福島県のホームページにおいて公表されています。

### 3) その他の除染効果評価に係る技術支援

国による本格除染が終了した大熊町でのフォローアップモニタリングの結果について、環境省が行う除染効果の評価や除染直後のモニタリング値に比べて上昇しているような地点についての現地調査や、対応策の検討などの技術的な助言を行うなどの支援を行いました。

# 9-2 (2) 福島県除染推進活動

## — 自治体への支援：概要・実績 —

福島環境安全センター 環境回復推進グループ 山下 卓哉、青木 勲、浅妻 新一郎

### 【除染推進専門家チームの発足と役割】

- H23.9.28：各拠点から専門分野に精通した技術者・研究者が集結、『除染推進専門家チーム』が発足
- 福島県内の除染活動の円滑な推進のため自治体を支援

#### 1) 福島県内各市町村における除染実施計画の策定協力



#### 2) 除染に係る技術指導・支援等

##### ①「除染活動」支援協力、技術相談・指導

小学校再開に向けた線量測定

馬車公苑の馬場の線量測定

樹木からの影響調査

##### ②講習会講師対応

モデル住宅除染試験(プラン除染)

住宅除染フォローアップモニタリング

人材育成に係る座学対応

##### ③仮置場設置に係る技術指導、現地調査

地形・地質条件等の観点から技術指導、住民説明会にて技術的な説明・助言

##### ④住民説明会における説明支援

##### ⑤ワンストップ窓口対応

環境省 市町村

JAEA

- ・ 専門家派遣(除染現場、仮置場等)
- ・ 電話相談(健康相談、環境影響等) (576件)

図1 除染推進専門家チームの自治体活動の概要

汚染状況重点調査地域に指定された市町村における除染活動の円滑な推進のため、内閣府・環境省からの要請により平成23年9月に「除染推進専門家チーム」を設置し、各自治体等に対する支援活動を行って来ました。

#### (1) 除染推進専門家チームの自治体支援活動の概要・実績

除染推進専門家チームの自治体支援活動の概要を図1に示します。これまでの主な活動の実績は以下のとおりです(括弧内は平成27年9月末時点の対応件数)。

##### 1) 福島県内各市町村の除染実施計画の策定協力 (116件)

- ①各市町村を訪問し、技術的内容を説明 (116件)
- 2) 除染に係る技術指導・支援等 (1628件)
  - ①「除染活動」支援・協力、技術相談・指導 (603件)
  - ②除染講習会開催、監督者等育成 (80件)
  - ③仮置場設置に係る技術指導、現地調査 (251件)
  - ④住民説明会における説明支援 (118件)
  - ⑤ワンストップ窓口対応<電話相談等>(576件)

除染に係る技術指導・支援等においては、福島県以外の7県(岩手県、宮城県、茨城県、千葉県、埼玉県、群馬県、栃木県)からの支援要請にも対応しています。



①ガンマプロッタによる線量測定



②NaI シンチレーション式サーベイメータによる線量測定



③積算線量計



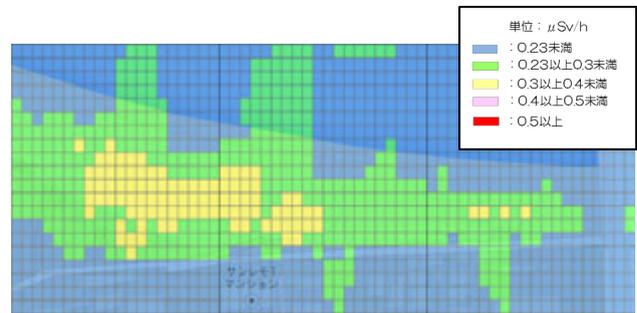
④調査を実施した河川敷公園の範囲



⑤ガンマプロッタによる線量測定結果



⑥RESET で求めた線量率マップ (H26.11.6時点)



⑦RESETによる3年後 (H29.11.6) の予測結果

図2 河川敷公園の現地調査とRESETによる空間線量率の予測値結果

各自治体が進める除染活動への技術指導や支援の内容は、除染効果の予測評価を支援するなど、年々高度かつ専門的になってきています。以下では、ガンマプロッタ及びRESET(除染活動支援システム)を用いて実施した、福島県内の河川敷公園の除染技術指導の例を紹介します。

## (2) 河川敷公園の除染技術指導

### 1) 除染指導の概要

福島県の除染対策課の依頼を受け、平成26年11月に実施した河川敷公園の除染技術指導の例を紹介します。この依頼に応えるために現地調査を行い、歩行式のガンマプロッタを用いた面的な空間線量率の測定(図2①)、NaIシンチレーション式サーベイメータによる詳細な空間線量率測定(図2②)、積算線量計を用いた個人被ばく線量測定(図2③)を実施しました。また、除染活動支援システム「RESET」による放射線量の可視化と自然減衰評価を行いました。

### 2) ガンマプロッタ及びNaIシンチレーション式サーベイメータによる測定結果

ガンマプロッタ(図2④~⑤)及びNaIシンチレーシ

ョン式サーベイメータの測定により、線量率の高い場所は、法面の下、草地と道路や通路の境など雨水が滞留し易い所であることが分かりました。

### 3) RESETによる予測

ガンマプロッタの測定結果を基に、RESETを用いて現地調査時点の線量率マップを作成しました(図2⑥)。この結果、現地調査時点の河川敷公園内の線量率は、最大0.45μSv/h、最小0.07μSv/h、平均0.25μSv/hであることが分かりました。また、セシウムの自然減衰により、1年後の平均の線量率は0.22μSv/hに低減することが分かりました(図2⑦)。

### 4) 調査結果

以上の結果を取りまとめ、河川敷公園の線量率と滞在時間を考慮すると、除染の必要はないこと、また除染を行う場合も面的な除染は必要なくホットスポット除染が良いこと、除染の方法としては除去土壌を発生させない「天地返し」が推奨されること等を、福島県の除染対策課にお伝えしました。

# 9-2 (3) 福島県除染推進活動

## 「平成 27 年度最終処分に向けた技術開発戦略策定調査業務」の成果

福島環境安全センター 環境回復推進グループ 加藤 貢、岡田 尚、浅妻 新一郎  
安全研究センター 環境影響評価研究グループ 武田 聖司

東京電力福島第一原子力発電所事故により、放射性物質が広範囲に飛散したため、各地域で除染作業が進められています。国は福島県内の除染作業で発生する土壌等を約 2,000 万 m<sup>3</sup> と推計し (図 1) [1]、中間貯蔵施設へ除去土壌等のパイロット輸送が平成 27 年 3 月 13 日から始まっています。また、中間貯蔵施設に保管した除去土壌等は、中間貯蔵開始後 30 年以内に福島県外での最終処分を完了することになっています。

日本原子力研究開発機構は、安全性を確保した上で最終処分する廃棄物量の低減及び処理処分コストに係る負担を軽減することが重要であると考え、除去土壌等の効果的な減容処理の技術開発戦略の策定や、また、放射能濃度が低い土壌等については、再生利用するための安全性評価や技術開発に取り組んでいます。

本研究は、環境省からの受託研究「平成 27 年度最終処分に向けた技術開発戦略策定調査業務」の成果 (の一部) です。

### (1) 除去土壌等の放射能濃度と性状別物量の把握

除去土壌は、空間線量率が高い地域と比較的低い地域では放射能濃度に大きな違いがあり、また、田畑の土壌とグラウンド等によっても性状や粒径の分布割合が違います。中間貯蔵施設に搬入した草木類の可燃物は焼却処理を行って減容します。また、市町村で焼却して 10 万 Bq/kg 超の対策地域内廃棄物などの焼却灰も中間貯蔵施設に搬入されます。

これら除去土壌や焼却灰の放射能濃度別発生量や放射性セシウムの物理減衰、また、性状の特徴を把握し (図 1) [1]、処理処分コストに係る負担を軽減するために安全性の確保を大前提として減容処理を行い、最終処分量を低減していく必要があります。

除去土壌では放射能濃度別に分類し、合理的な処理方法を検討します。また、焼却灰では燃やした後に残った

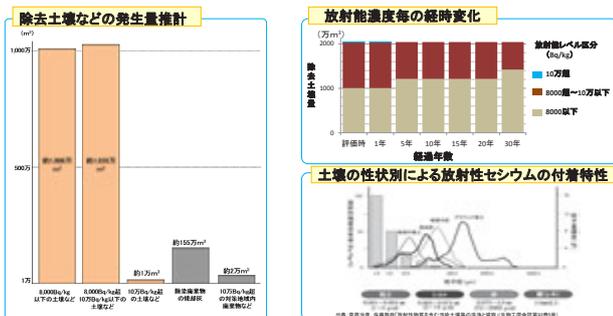


図 1 減容・再生利用する対象物の把握

放射性セシウムは時間とともに減衰し、中間貯蔵開始 30 年後には約 7 割が 8,000Bq/kg 以下に、残りの約 3 割が 8,000~10 万 Bq/kg の放射能濃度になります (グラフ右上)。また、粒径が小さい粘土などにセシウムが多く吸着します (グラフ右下)。

主灰 (燃えがら) 及び飛灰 (燃焼ガスと共に巻き上がるばいじん) とに分けて処理方法を検討します。(図 2) [1]

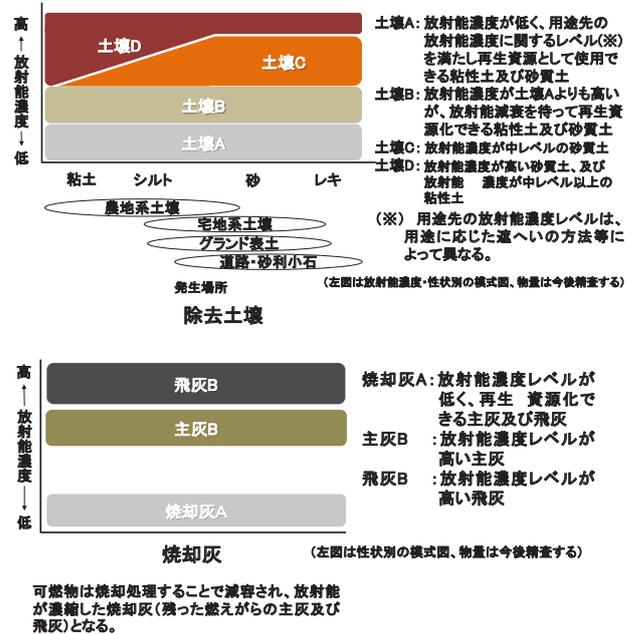


図 2 減容・再生利用する対象物の分類イメージ

放射能濃度、土壌性状、焼却灰の特徴を踏まえて分類し、それぞれに適した減容技術の適用を検討します。

### (2) 減容技術の現状と減容処理ケース

減容技術は環境省や福島県等で公募し、様々な技術が提案・報告されています。これらの技術を調査収集して技術別に分類し、除染率の程度や課題及び対応案をまとめました。(図 3) [1]

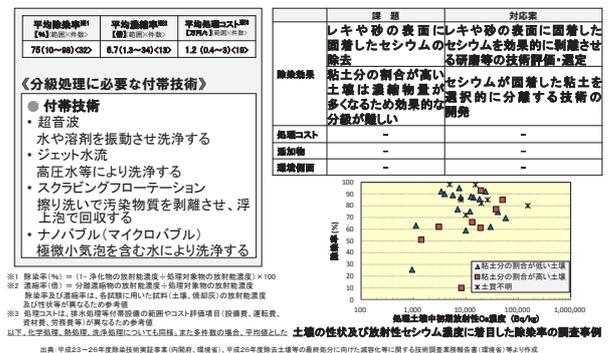


図 3 除去土壌の減容技術～分級処理～(例)

分級処理の他に熱処理と化学処理等についても除染率、課題、対応案をまとめ、現状技術のメリット・デメリットを整理しました。

除去土壌等の把握及び減容技術の整理を基に、減容再生利用をしないで最終処分するケースゼロから各減容処理技術のメリットを組合せて最終処分量をできるだけ低減するケースIVまでを設定し (図 4) [2]、ケース別に最

終処分量と再生資源化量の物質収支の試算と減容効果の相対的な評価を行いました。(図5)[2]

ケース	ケースゼロ	ケースⅠ	ケースⅡ	ケースⅢ	ケースⅣ
減容等技術	・異物除去 × ・分級/高度分級 × ・高度処理 × ・焼却灰洗浄・熱処理 ×	・異物除去 ○ ・分級/高度分級 × ・高度処理 × ・焼却灰洗浄・熱処理 ×	・異物除去 ○ ・分級/高度分級 ○ ・高度処理 × ・焼却灰洗浄・熱処理 ×	・異物除去 ○ ・分級/高度分級 ○ ・高度処理 ○ ・焼却灰洗浄・熱処理 ×	・異物除去 ○ ・分級/高度分級 ○ ・高度処理 ○ ・焼却灰洗浄・熱処理 ○
土壌等分類		異物除去	異物除去	異物除去	異物除去
土壌A					
土壌B					
土壌C	最終処分		分級/高度分級	分級/高度分級	分級/高度分級
土壌D		最終処分	最終処分	高度処理※1	高度処理※1
焼却灰			最終処分	最終処分	最終処分

※1: 高度処理とは、化学処理、熱処理、及び新技術を指す

図4 減容処理ケースの設定

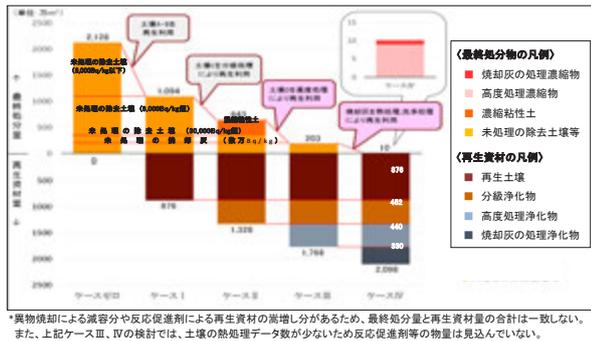


図5 物質収支の試算結果と減容効果の相対的な評価

減容処理を出来るだけ行うケースでは、減容処理を行わないケースに比べ、最終処分量が200分の1程度に低減できる可能性があります。

減容処理を行うケースでは処理後に放射能濃度の高い濃縮物と放射能濃度が低くなった浄化物に分かれます。濃縮物は処理を重ねることにより更に高濃度になるため、取扱いや最終処分に当たって、作業員の放射線管理が必要となり、浄化物は再生資源化して再生利用を図るために用途先の開拓をしていく必要があります。

### (3) 再生利用の促進の実施

再生利用の促進では、再生資材等の利用動向の調査、放射性物質を含む再生資材の再生利用に係る事例の調査を行っています。また、最も重要なことは社会的に受け入れられることです。このため、再生資材の再生利用を実現するために、放射線安全の確保を大前提として、利用先の開拓及び社会的受容性の確保に向けて取組を進めています。具体的な取組では、利用先構造物に係る周辺住民の方や施工作業者の放射線安全を担保する年間の追加被ばくの安全性評価を行い、その結果を公開して国民の方への啓発活動を行います。

また、再生利用しようとする場合に利用者(施工業者、利用者等)が参照できる「再生利用の手引き」を作成中です。(図6)[2]

現在検討している再生利用用途先としては、公共事業

等の土木・建築資材等に活用されることを想定し、用途に適した品質調整及び設計仕様に関する考え方等を明確化します。(図7)[2]

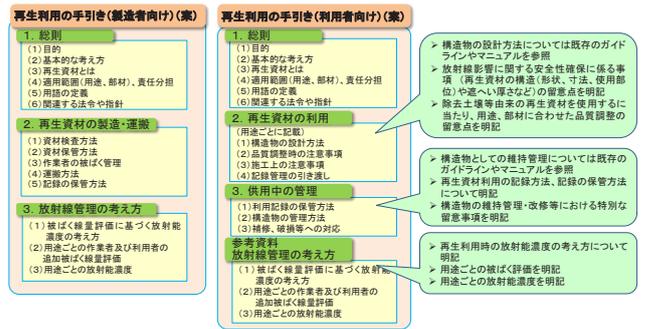


図6 再生利用の手引きの構成要素

減容処理して放射能濃度が低くなった土壌(浄化物)を資源化する製造者向けの手引きと、再生利用する利用者向けの手引きを検討しています。特に利用者向けでは、放射線影響に関する安全確保に特別な知識や現場判断が不要になるよう配慮することとしています。

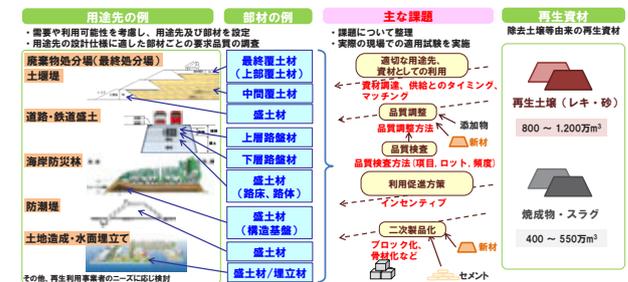


図7 用途に適した品質調整及び設計仕様に関する考え方

公共事業等の土木・建築資材等に活用する際の品質調整方法及び品質確認方法の確立、二次製品化における懸念事項等の課題を抽出し、また、対応案を整理して用途先及び資材品質確保の考え方を明確化します。

### (4) 今後の予定

減容処理の技術開発については、減容・再生利用に係る課題と対応案から開発目標等を設定し、技術開発及び実証試験等の取組を進めるとともに、国の直轄事業(分級システム実証事業)として実施する大量かつ安価に処理が可能な分級処理の実証試験について、技術的評価や支援を行います。

再生利用の促進については、除去土壌等の再生利用に関する情報発信及びセミナーやシンポジウムなどを開催し、啓発活動を積極的に実施して社会的受容性の向上に努めていきます。また、利用者(事業者、施工業者等)のご意見を取り入れながら再生利用の考え方を整理し「再生利用の手引き」を作成して再生利用の促進を図ります。

《引用文献》 [1] 環境省中間貯蔵除去土壌等の減容・再生利用技術開発戦略検討会(第1回)(2015.7.21)  
[http://josen.env.go.jp/chukanchozou/facility/effort/investigative\\_commission/proceedings\\_150721.html](http://josen.env.go.jp/chukanchozou/facility/effort/investigative_commission/proceedings_150721.html)  
 [2] 環境省中間貯蔵除去土壌等の減容・再生利用技術開発戦略検討会(第2回)(2015.12.21)  
[http://josen.env.go.jp/chukanchozou/facility/effort/investigative\\_commission/proceedings\\_151221.html](http://josen.env.go.jp/chukanchozou/facility/effort/investigative_commission/proceedings_151221.html)

# 10-1 研究成果の発信・普及活動

## — 福島原子力事故関連情報アーカイブと今後の成果発信について —

研究連携成果展開部 研究成果管理課 野澤 隆

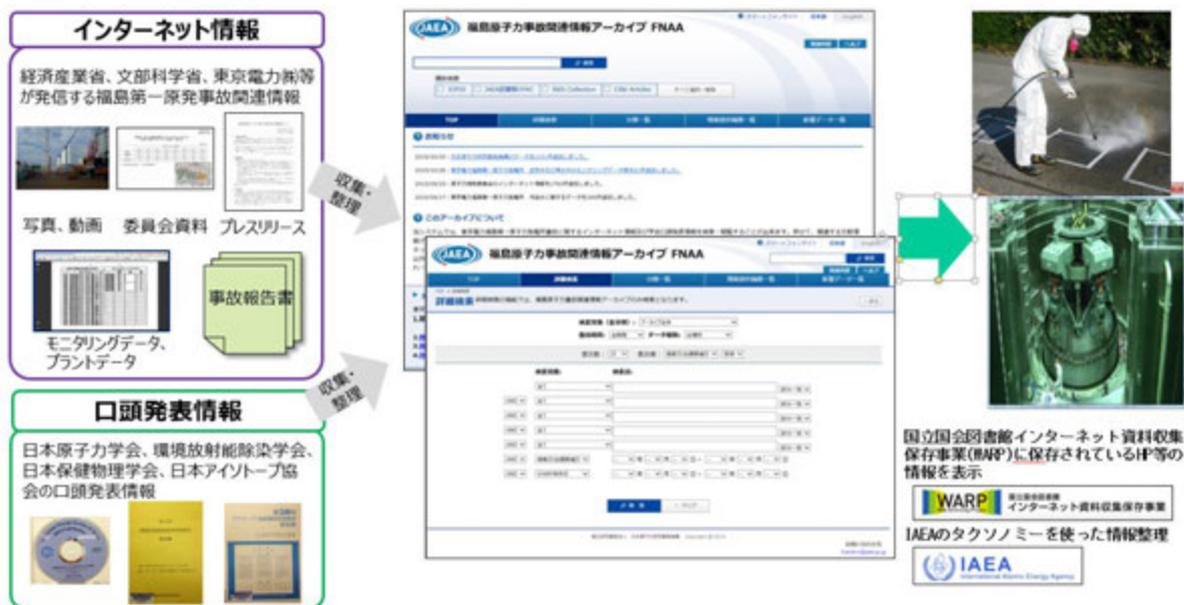


図1 福島原子力事故関連情報アーカイブ

原子力機構は、東京電力福島第一原子力発電所事故対応の研究開発支援のため、関連情報の収集・整理・提供を実施しています。恒久的なアクセスが確保されていないインターネット情報と、入手に制約のある学会等における口頭発表情報を収録対象とし、平成26年6月に「福島原子力事故関連情報アーカイブ」を公開しました(図1)。その取り組みに加え、原子力機構が創出した研究開発成果を報知・普及する情報サービスを紹介します。

### (1) 福島原子力事故関連情報アーカイブ

東日本大震災以降、国や東京電力等の公的機関が、東京電力福島第一原子力発電所事故に関する情報を、インターネットホームページを通じて公表してきました。しかし、インターネットは重要な情報が速報性高く提供される一方、発信元の都合等でリンク切れが発生したり、更新されて昨日と異なる内容に変わっていたりするなど、恒久的なアクセスが確保できない懸念があります。国立国会図書館の調査によると、国の機関のウェブサイトのうち、5年前のURLの60%がなくなっているそうです[1]。

このため、国立国会図書館が実施しているインターネット資料収集保存事業(WARP)と連携・リンクさせることで公的機関が公表した原発事故関連のインターネット情報への恒久的なアクセスを確保し、検索利便性向上のため原子力機構がメタデータを作成・情報整理して「福島原子力事故関連情報アーカイブ」として発信を開始しました(<http://f-archive.jaea.go.jp/index.php>)。

また、学協会が開催する研究発表会等における口頭発表は、最新の調査・研究結果が議論される場ですが、その要旨が記されている予稿集は、一般の方には入手が困難なことがあります。このアーカイブには、最新の調査・研究結果が含まれる学協会の研究発表会等における口頭

発表情報も収録しています。

平成27年10月末現在の収録件数は表1及び表2のとおりです。

メタデータ作成にあたっては、IAEA(国際原子力機関)が原子力重大事故の知識保存のために作成した「タクソノミー」という分類(表3)を用いて体系的に情報を整理しています。IAEAのタクソノミー体系の中には、福島

表1 福島原子力事故関連情報アーカイブの収録内容 (インターネット情報)

発信元	内容	和文	英文
経済産業省	・地震被害情報(震度、被害状況、プラントパラメータ、発電所の状況、現地モニタリング情報など)	8,710	2,377
東京電力	・記者会見等での配布資料 ・写真(被害状況、事故対応関係ほか) ・プレスリリース(地震の発電所への影響) ・報道配布資料(発電所の状況(圧力容器への注入、原子炉の状況)、放射性物質のモニタリングなど)	29,121	22,598
日本原子力研究開発機構	・地震発生時のプラントデータ(チャート、異常発生記録等データ、運転日誌等、過渡現象記録装置データなど)	1,151	68
文部科学省	・被害情報(震度、被害情報、文科省及び関係機関の対応など)	2,476	1,969
国会事故調	・事故調査委員会報告書 ・参考資料 ・議事録	6	13
環境省	・除染、モニタリング ・環境モニタリング情報	1,499	175
原子力規制委員会	・汚染水情報 ・発電所の事故状況など	2,433	468
	合計(68,064)	46,396	27,668

表2 福島原子力事故関連情報アーカイブの収録内容 (口頭発表情報)

学会名	採択件数(和文)	#(英文)
日本原子力学会 2013年春の年会	179	179
日本原子力学会 2013年秋の大会	227	227
日本原子力学会 2014年春の年会	242	242
日本原子力学会 2014年秋の大会	210	210
環境放射能除染学会 第1回研究発表会	151	151
環境放射能除染学会 第2回研究発表会	170	170
環境放射能除染学会 第3回研究発表会	148	148
日本保健物理学会 第46回研究発表会	42	42
日本保健物理学会 第47回研究発表会	42	42
第50回 アイソトープ・放射線 研究発表会	58	58
第51回 アイソトープ・放射線 研究発表会	63	63
合計(3,064)	1,532	1,532

第一原発事故関連情報を取り扱うために原子力機構が提案して採用された分類項目もあります。これにより、キーワードだけでなく分類体系を使った検索・絞り込みも可能です。

また、検索結果では当該インターネット情報へのリンクに加え、上位階層サイトの URL も示してどのような文脈で当該情報が公表されたのか理解促進に役立つようにするなど、他のデータベースにはない機能も備えています。

表3 IAEAのタクソミー (抜粋)

1 法律上、行政上の枠組み [1043]
1-1 法律と規則 [375]
1-2 緊急事態時の政府及び規制当局 [685]
1-2-4 事故と経過の独立的評価 [51]
2 原子力施設の状態 (NIS) [17939]
2-1 サイト状況 [17451]
2-1-1 自然災害と状況 [1435]
2-1-1-1 地震 [1283]
2-1-1-4-9 津波 [252]
2-2 設計 [331]
2-3 運営 (運転) [231]
2-3-1 運営組織 (ユーティリティ) [189]
2-3-1-1 組織構造、役割と責任 [2]

これに加え、アーカイブの構築以前から取り組んできた、冷却材喪失事故や環境回復に関する参考文献をテーマ別に整理・提供した「3.11 原子力事故参考文献情報」サイト (図 2) は、現在も提供を継続しています ([http://jolifukyu.tokai-sc.jaea.go.jp/ird/sanko/fukushima\\_sanko-top.html](http://jolifukyu.tokai-sc.jaea.go.jp/ird/sanko/fukushima_sanko-top.html))。

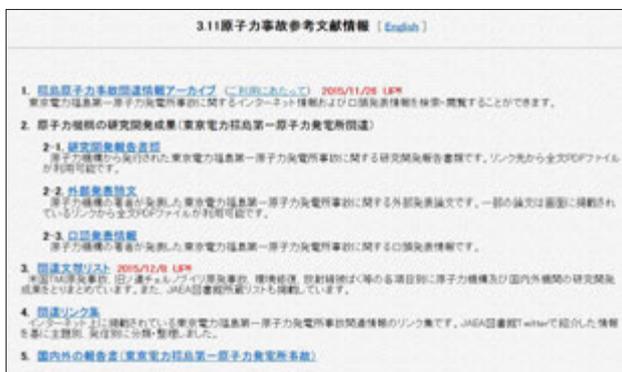


図2 3.11 原子力事故参考文献情報

## (2) 研究開発成果の発信ツール

原子力機構の研究開発成果は、機構の研究開発報告書、学術誌掲載の論文、学協会の研究発表会等で発表されます。平成 27 年 10 月末現在、原子力機構は福島第一原発事故対応に関する約 2,000 件の研究開発成果を発表してきました。これらは「研究開発成果検索・閲覧システム (JOPSS)」 (図 3) で調べることができ、機構が刊行している研究開発報告書類は全文 PDF を、学術誌掲載論文は電子ジャーナルへのリンクを提供しています (<http://jolissrch-inter.tokai-sc.jaea.go.jp/search/servlet/interSearch>)。



図3 研究開発成果検索・閲覧システム (JOPSS)

また、その中から代表的な成果をわかりやすくするため、原子力機構が発表した論文等について解説する「成果普及情報誌」と、特許等の知的財産を紹介する「技術シーズ集」を刊行しています (図 4)。成果普及情報誌では、福島第一原発事故対応に関する研究開発成果を第 1 章に特集として掲載しています。



図4 成果普及情報誌 (左) と技術シーズ集 (右)

## (3) 今後の成果発信

以上のように、原子力機構は福島第一原発事故関連情報のアーカイブと研究開発成果の普及・発信に取り組んでいます。

福島原発事故関連情報アーカイブでは、インターネット情報の収録件数と収録対象機関を段階的に拡充していく計画です。しかし、WARP 収録対象以外にもアーカイブすべき情報は種類・媒体を問わず様々あり、様々なユーザーニーズに応えるには原子力機構だけでは実施不可能な部分もあるため、関係各所や同様の取り組みを実施している機関との密接な協力・連携を図っていきます。

また、研究開発成果検索・閲覧システム (JOPSS) は、論文情報に特許や研究施設等の情報を関連づけて一体的に提供できるような仕組みを構築すべく検討を重ねています。

さらに、これから福島地区に開設される施設においても情報提供・成果発信に取り組み、東京電力福島第一原子力発電所事故対応活動をされる方々を支援していきたいと考えています。

《参考文献》 ・ 米澤稔, "東京電力福島第一原子力事故関連情報アーカイブ化への取組について", 専門図書館 **273**, 23 (2015).  
 ・ 権田真幸ほか, "日本原子力研究開発機構図書館における福島原子力事故関連情報アーカイブ化への道のり", 情報の科学と技術 **64**, 357 (2014).  
 《引用文献》 [1] 国立国会図書館, "国の機関サイトの残存率", (2015).  
<http://warp.da.ndl.go.jp/contents/recommend/collection/linkrot.html>

# 10-2 コミュニケーション活動と人材育成活動

## — 福島環境回復における具体的な取組の状況 —

福島環境安全センター 時澤 孝之、植頭 康裕、板橋 靖、米谷 雅之

### 1. コミュニケーション活動

#### (1) コミュニケーション活動の基本方針

コミュニケーションとは社会生活を営む人間が互いに、意思や感情、思考などを伝達し合うことと定義されており、これを具体化するものがコミュニケーション活動です。コミュニケーション活動の基本方針は、社会との信頼確保のために様々な活動を進めることであり、直接対話活動もその一つです。

平成23年3月11日に発生した東京電力福島第一原子力発電所事故（1F事故）では放射性物質が環境中に放出され、福島県で、園児、児童の健康に対する影響を心配する声が強かったことから、放射線について正しく理解し不安を和らげることを目的に同年7月に、直接対話活動である「放射線に関するご質問に答える会」（以下、答える会）の活動を開始しました。

#### (2) 答える会の進め方

機構では、従前より立地市町村等の自治体住民に対して放射線について理解を進める活動を行っていました。その成果などを活用して、答える会は以下のように取組むことにしました。

##### ① 参加者の質問回答へ重点を置いた説明

放射線という一般に馴染みがない事柄について専門的な知識を持たない方に理解していただくため、事前に参加者の質問を集め、それらに丁寧に回答することによって必要な知識を理解していただくことにしました。このため、答える会の実施前に実施要請団体に参加者の質問を集めて機構に送付いただくようお願いすることにしました。

##### ② コミュニケーションを通じた理解

放射線に関する質問は多岐に渡ることが想定され、異なる分野の専門家が参加することでそれらの質問に対して対応するために、説明は複数名で行うこととしました。

##### ③ イラストや例を用いた分かりやすい説明資料

イラストや比喻を用いて放射線に関する専門的な知識のない方にも判りやすいよう配慮しました。その他、自然界の放射線を測定器を用いて測定することで、放射線の理解を得る説明活動も行いました。

##### ④ アンケートによる理解度等の確認

答える会終了後に、参加者の協力を得て、アンケートによる理解度や不安に思うことなどについて確認しました。

##### ⑤ 答える会の実施主体は要請団体

不安を抱き質問の回答を聴聞する人々の参集を呼びかけている開催要請団体が、当日の答える会の進行を担うことで、機構の一方的な説明にならないようし、機構は専門的な立場から放射線についての説明を行うこととしました。

#### (3) 答える会の実績

平成23年7月から平成27年10月末までに246回の答える会を実施し、約2万人の方が参加しました。実施状況を福島県内の参加者数を地域別に示すと図1のようになり、事故の影響から発災元の浜通りの住民が県内各地に避難していることもあり、中通りを中心に開催が多い傾向を示しました。



実施回数:246回、約2万人参加

\*申込書の参加予定者数を参加人数と見做した

図1 地域別実施状況(平成27年10月末時点)

### 2. 人材育成活動

#### (1) 人材育成の基本方針

国が進める「原子力人材育成ネットワーク」において、原子力エネルギー基盤及び今後の原子力ビジネスを支える人材の育成に積極的に取り組む必要があるとされています。これらを踏まえ、機構は、現中期計画に、「原子力の研究、開発及び利用の推進に当たっては、～（中略）～ 原子力分野の人材育成が必要である。」と明記し、機構の重要なミッションと位置付け人材育成に取り組んでいます。

#### (2) 人材育成活動の進め方

体験型の学習を人材育成に利用することとし、学生である育成対象者自ら、放射線測定器を利用して、除染現場や仮置き場で放射線の測定を行いました。これにより1F事故の環境回復のために行われた除染や除染後に発生する廃棄物の仮置き場の設計や安全管理の現状を理解することができました。

さらには、各々の学生が自治体担当者役と住民役に分かれ、除染作業を開始する前に自治体が行う住民説明会を模擬的に行い、住民説明会を体験しました。これにより学生は、除染の実施には技術面以外に、行政的な対応や住民の理解と協力が不可欠であり、環境回復活動の社会的な意義を把握しました。体験型の研修をさらに展開する試みとして、体験学習や放射線測定により学んだ学生自らが、説明者となり、学園祭などで訪れる一般参加者の方へ放射線に関する説明を行うことも実施しました。ここでは、自分以外の他者への説明の難しさを学生

自らが体験することで、コミュニケーションの困難性や重要性を把握することができました。これらにより、机上検討のみではない、実践に即した社会的活動としての業務を進める人材の育成が可能になると思われます。

以上のような、福島環境回復に係る機構の活動を通じて実施した人材育成活動を表1にまとめました。これらの内、効果的な体験型の人材育成活動の具体例を以下に示します。

表1 人材育成活動実施例

開催時期	対象	おもな教育内容
H25	2月20-21日 いわき明星大学 (教員も含む)	霧箱による放射線観察、水素爆鳴気実験で水素爆発のメカニズム把握など
	8月28日 全国8高専から 13人参加	ゲルマニウム半導体検出器による土壌や飲用水の放射能測定、ホールボディカウンタによる内部被ばく測定など
H26	3月3-5日 長岡科技大	野外におけるNaIサーベイメータ、GMサーベイメータ、γプロッタによる空間線量率測定、遮蔽効果の測定実習
	10月4-5日 郡山女子大	霧箱による放射線の観察、環境放射能測定、γプロッタ測定など
	11月3日	霧箱による放射線観察、スパークチェンバーによる宇宙線の観察など
	11月8日 (1)	放射線の基礎知識の習得と放射線の測定など
	12月6日 (2)	除染に関する講義、遠隔モニタリング技術、仮置場での環境放射能測定、γプロッタ測定など
	12月13日 (3)	リスクコミュニケーション：学生らが子どもさんを抱える住民、行政側の職員、放射線の専門家等に扮して模擬住民説明会
H27	2月25-27日 福島高専	霧箱による放射線の観察、環境放射能測定、γプロッタ測定など
	3月3-4日 長岡科技大	放射線測定開発の現状把握(座学)、霧箱による放射線の観察、環境放射能測定、γプロッタ測定など
	8月5-7日 福島高専	環境放射能測定、γプロッタ測定、WBC測定、など
	8月6、 9月8日、 10月2-4日	放射線の基礎知識、内部被ばく教育、WBC測定など
	11月6-7日 福島高専	内部被ばく教育、WBC測定など

① 疑似体験型による研修 (H26年福島高専研修等にて実施)

実習を通して学んだ放射線の知識を、放射線にあまり詳しくない人たちへ、分りやすく伝えるにはどうしたらよいかということに着目して受講者同士で話し合い、受講者が先生役と生徒役に分かれて霧箱やサーベイメータを使った模擬授業を行いました。さらに、学園祭などのイベントでは、一般の方々に研修で学んだ内容を伝え、放射線に関する知識を他者へ伝えることの難しさが理解されました。

自治体が除染を進める場合、住民説明会を開催し、事前了解を得ることを前提としており、「対話の場」を学生に体験してもらうために、模擬住民説明会の体験学習を行いました。これにより、住民対話の必要性や重要性が理解されました。

② 現場体験型による放射線測定研修 (H27年福長岡科技大研修にて実施)

放射線計測の基礎や放射線測定器の原理などにつ



図2 仮置場での放射線測定実習

いて講義を受けたのち、実際の除染現場や除染後に発生する廃棄物の仮置き場で、放射線量を測定する体験学習を実施しました。学習を通じ「エネルギー分野に関心がある。」「エネルギーや原子力の分野に進みたい。」という思いを示す学生も多く、効果的な研修を行うことができました。

(3) 関係機関との連携に支えられた人材育成

研修実施に当たり、育成対象となる若手の方々へ呼びかけるとともに、研修の場が必要となることから、若手の教育を進める大学等の教育機関と協力協定を締結し、これら機関による呼びかけや研修場の提供の協力を得て、人材育成活動を進めました(表2参照)。

表2 連携協定一覧

協定締結先	協定の内容、締結時期
福島県との連携協力協定	除染に関する知識の普及及び理解の促進など(H24,3月締結)
福島県、国立環境研究所との環境創造センター連携基本協定	情報収集・発信、教育・研修・交流(H27,4月締結)
福島県環境創造センターにおける連携協力に関する実施協定	成果発信と成果利用促進(H27,4月締結)
福島大学との連携協力協定	人材の交流と育成、共同研究など(H23,7月締結)
高専機構、福島工業高等専門学校との連携協力協定	人材育成・人材交流の相互支援など(H24,3月締結)

3. 環境創造センターを拠点とした今後の取組

平成28年度から本格的に活動を開始する環境創造センターでは、福島県、国立環境研究所、原子力機構が、三位一体となって復興に向けた活動を行います。専門家で構成される運営戦略会議にて策定した「中長期取組方針」では、モニタリング、調査研究、情報収集・発信及び教育・研修・交流の4つの事業を推進することとしており、この中の「教育・研修・交流」事業は、ふくしまの未来を創造する力を育むため進める事業です。機構はこの方針に基づき、福島県及び国立環境研究所、その他国内外関係機関と連携し、今後もコミュニケーション活動と人材育成活動に取り組みます。地域の方々の不安等を少しでも解消していくための理解促進活動などを継続します。さらに、環境回復に係る研究開発を通じて得た、これまでの研究者や若手の人材育成の実績をもとに、より一般の方を対象として進める福島県の人材育成にも貢献していきます。





**国立研究開発法人日本原子力研究開発機構  
福島研究開発部門**



<http://fukushima.jaea.go.jp/>